

UNIVERSIDADE NOVA DE LISBOA

Faculdade de Ciências e Tecnologia



**Estudo do campo de radiação na envolvente de instrumentação
radiológica utilizada na indústria**

Rui Miguel Matos Correia da Costa

Dissertação apresentada na Faculdade de Ciências e Tecnologia da Universidade Nova
de Lisboa para obtenção do grau de Mestre em Engenharia Biomédica

Orientador: Doutor Carlos Manuel Azevedo de Sousa Oliveira

Lisboa
2009

Agradecimentos

Tenho imenso prazer em agradecer ao meu coordenador, Dr. Carlos Oliveira, que me deu a conhecer o mundo Monte Carlo, bem como pela transmissão dos seus conhecimentos e experiência que foram sem dúvida de extrema importância para o desenvolvimento desta tese. Agradeço a sua orientação ao longo deste processo de aprendizagem e desenvolvimento académico, durante os vários meses de trabalho.

Não podia deixar passar ao lado o grande companheirismo e entajuda que houve nestes meses por parte dos meus colegas e amigos Cátia Santos, Hugo Silva, Milton Rodrigues e Patrícia Limede, um muito obrigado para eles.

Agradeço ao Instituto Tecnológico e Nuclear (ITN), à CIMPOR, ao Instituto de Soldadura e Qualidade (ISQ) e às Oficinas Gerais de Material Aeronáutico (OGMA) pela permissão de visitar e assistir a diversos cenários, onde são usados dispositivos radiológicos na indústria, apresentados nesta tese.

Dirijo também os meus agradecimentos a todos elementos da Unidade de Protecção e Segurança Radiológica (UPSR) do Instituto Tecnológico e Nuclear (ITN) que contribuíram de forma directa ou indirecta para a concretização desta tese.

Resumo

O uso de instrumentação radiológica na indústria apresenta um número de desafios de protecção e segurança radiológica que frequentemente não são claramente explicitados. Este trabalho estudou e caracterizou o campo de radiação em redor desses dispositivos mais utilizados na indústria.

O objectivo deste trabalho é contribuir para uma melhor compreensão dos campos de radiação em redor desses dispositivos de irradiação industrial usados em diversos cenários e assim ajudar a estabelecer uma série de bons procedimentos radiológicos.

A caracterização do campo de radiação em redor dos dispositivos de radiação, nomeadamente a sua distribuição de dose, foi conseguida através de simulações Monte Carlo tão detalhadas quanto possível.

A distribuição de dose permite um conhecimento específico da situação ajudando na classificação de trabalhadores e de áreas. Além disso pode ser encarado como uma ferramenta poderosa para a educação e formação do pessoal (a todos os níveis) que trabalhe na indústria com dispositivos de radiação. Com base nestes mapas pode ser ilustrado o que pode ser considerado como boas ou más prática radiológicas ajudando-os a obter um melhor entendimento dos perigos em diversas situações de trabalho melhorando a sua protecção contra a exposição a radiações ionizantes.

Palavras Chave: distribuição de dose, instrumentação radiológica, segurança radiológica, Monte Carlo

Abstract

The use of radiological instrumentation in industry poses a number of protection and radiological safety challenges that are frequently not explained. This work studied and characterized the radiation fields around some of these devices commonly used in industry.

The goal of this work is to contribute to a better understanding of the radiation fields around the industrial irradiation devices applied in different scenarios and so helping to establish a whole of good radiological procedures.

The characterization of the radiation field around the radiation devices namely its dose mapping was achieved using Monte Carlo simulations, as detailed as possible.

The dose mapping enables a deeper knowledge of the situation helping to classify the staff and areas. Besides it can be seen as an important tool for the education and training of the staff (at all levels) who works in industry using radiation devices. Based on these maps it could be illustrated what will be good or bad radiological practices helping them to achieve a better understanding of the hazards in several work situations improving their protection against the exposure of ionizing radiations.

Keywords: dose mapping, radiological instrumentation, radiological protection, Monte Carlo

Índice

| | |
|--|------------|
| Agradecimentos..... | iii |
| Resumo..... | v |
| Abstract..... | vi |
| Lista das Tabelas..... | x |
| Lista das Figuras..... | xi |
| | |
| 1.Introdução..... | 1 |
| | |
| 2. Interacção da radiação com a matéria..... | 3 |
| 2.1 Interacção dos fótons com a matéria..... | 3 |
| 2.1.1 Dispersão de Thomson e Rayleigh | 3 |
| 2.1.2 Produção de pares..... | 4 |
| 2.1.3 Efeito fotoeléctrico..... | 5 |
| 2.1.4 Dispersão de Compton..... | 6 |
| 2.1.5 Coeficiente de atenuação total..... | 7 |
| 2.2 Interacção dos electrões com a matéria..... | 8 |
| 2.2.1 Colisões ligeiras..... | 9 |
| 2.2.2 Emissão de raios- δ | 9 |
| 2.2.3 Efeito de bremsstrahlung..... | 10 |
| 2.2.4 Deflexões elásticas..... | 10 |
| 2.2.5 Secção eficaz total dos electrões..... | 10 |
| 2.2.6 Poder de paragem..... | 11 |
| | |
| 3. Grandezas usadas em protecção radiológica..... | 13 |
| 3.1 Grandezas física..... | 13 |
| 3.1.1 Fluência..... | 13 |
| 3.1.2 Kerma..... | 13 |
| 3.1.3 Dose absorvida..... | 14 |
| 3.1.4 Fluência e Kerma (fótons)..... | 14 |
| 3.2 Grandezas de protecção..... | 15 |
| 3.2.1 Dose equivalente..... | 16 |
| 3.2.2 Dose efectiva..... | 17 |
| 3.2.2.1 Aplicação da dose efectiva..... | 17 |
| 3.3 Grandezas operacionais..... | 18 |

| | |
|---|-----------|
| 3.3.1 Equivalente de dose individual..... | 18 |
| 3.3.2 Equivalente de dose ambiente..... | 18 |
| 3.3.3 Equivalente de dose direccional..... | 18 |
| 3.3.4 Avaliação da exposição à radiação externa..... | 19 |
| 3.4 Relação entre as grandezas usadas em protecção radiológica..... | 19 |
| 3.5 Legislação e Segurança..... | 20 |
| 3.5.1 Estrutura da protecção radiológica em Portugal..... | 20 |
| 3.5.2 Princípios de protecção..... | 20 |
| 3.5.2.1 Princípio de justificação..... | 20 |
| 3.5.2.2 Princípio de optimização..... | 20 |
| 3.5.2.3 Princípio de limitação..... | 21 |
| 3.5.3 Classificação de áreas..... | 22 |
| 3.5.3.1 Áreas controladas..... | 22 |
| 3.5.3.2 Áreas vigiadas..... | 22 |
| 3.5.3.3 Áreas livres..... | 23 |
| 3.5.4 Sinais de perigo..... | 23 |
| 3.5.5 Monitorização de radiação..... | 23 |
| 4. Instrumentação Radiológica..... | 24 |
| 4.1 Instrumentação Radiológica na indústria..... | 24 |
| 4.1.1 Fontes de radiação..... | 25 |
| 4.1.1.1 Fontes usadas em sondas radiológicas..... | 25 |
| 4.1.1.2 Fontes usadas em gamagrafia..... | 26 |
| 4.1.1.3 Tubos de raios X em radiografia industrial..... | 26 |
| 4.2 Instrumentação considerada..... | 27 |
| 4.2.1 Sonda de medição da compactação de solos..... | 27 |
| 4.2.2 Indicador de nível..... | 28 |
| 4.2.3 Gamagrafia..... | 28 |
| 4.2.4 Radiografia com raios X..... | 29 |
| 5. Ferramentas utilizadas..... | 31 |
| 5.1 MCNPX..... | 31 |
| 5.1.1 Transporte de fotões..... | 31 |
| 5.1.2 Estrutura do ficheiro de entrada do MCNPX..... | 32 |
| 5.1.3 Tallies..... | 32 |
| 5.1.3.1 Tally F6..... | 33 |
| 5.1.3.2 Tally F2..... | 33 |
| 5.1.3.3 Mesh Tallies..... | 34 |
| 5.1.4 Incerteza relativa estimada no MCNP..... | 34 |
| 5.2 Sabrina..... | 34 |
| 5.3 Monitores de radiação utilizados..... | 35 |

| | |
|---|-----------|
| 5.3.1 Victoreen 451P-DE-SI..... | 35 |
| 5.3.2 Modelo Victoreen 190N..... | 35 |
| 5.3.3 Babyline 31 A..... | 36 |
| 6. Apresentação e discussão de Resultados..... | 37 |
| 6.1 Sonda de medição da compactação de solos..... | 37 |
| 6.1.1 Sonda com a fonte no ar..... | 37 |
| 6.1.2 Sonda com fonte imersa no solo..... | 43 |
| 6.2 Indicador de nível..... | 51 |
| 6.2.1 Indicador de nível – Ciclone..... | 51 |
| 6.2.2 Indicador de nível – Caída..... | 56 |
| 6.2.3 Indicador de nível – Britador..... | 60 |
| 6.3 Radiografia industrial..... | 64 |
| 6.3.1 Gamagrafia..... | 64 |
| 6.3.1.1 Fonte na posição (1)..... | 65 |
| 6.3.1.2 Fonte na posição (2)..... | 67 |
| 6.3.1.3 Fonte na posição (3)..... | 69 |
| 6.4.2 Radiografia Industrial com Raios X..... | 71 |
| 7.Conclusão..... | 78 |
| Anexo I..... | 80 |
| Anexo II..... | 81 |
| Anexo III..... | 83 |
| Anexo IV..... | 87 |
| Bibliografia..... | 88 |

Lista de Tabelas

| | | |
|---------------|---|----|
| 3.1 | Factores de peso de radiação recomendados..... | 16 |
| 3.2 | Diferentes pesos w_T e os seus órgãos ou tecidos específicos..... | 17 |
| 3.3 | Relação entre o LET e os factores de qualidade da radiação Q..... | 18 |
| 3.4 | As grandezas operacionais para uso em exposições externas..... | 19 |
| 3.5 | Limites de dose presentes em Portugal e ICRP 103..... | 21 |
| 4.1 | Aplicações mais divulgadas das aplicações industriais das radiações..... | 24 |
| 4.2 | Fontes utilizadas em sondas radiológicas..... | 25 |
| 4.3 | Radionúclidos usados em gamagrafia..... | 26 |
| 5.1 | Tallies disponíveis no MCNPX para fótons..... | 32 |
| 6.1 | Valores obtidos experimentalmente, por simulação e a sua razão obtidos para radiografia industrial com raios X..... | 73 |
| A.I.1 | Coeficientes de conversão para equivalente de dose ambiente, $H^*(10)$, a partir da fluência e kerma no ar..... | 81 |
| A.II.1 | Composição química do ar utilizado..... | 81 |
| A.II.2 | Composição química por peso para o solo utilizado..... | 81 |
| A.II.3 | Composição química do aço inoxidável utilizado..... | 81 |
| A.II.4 | Composição química do tijolo refractário utilizado..... | 81 |
| A.II.5 | Composição química do betão utilizado..... | 82 |
| A.IV.1 | Energias das fontes gamas utilizadas | 87 |

Lista de Figuras

| | | |
|-----|---|----|
| 2.1 | Intervalo de predomínio de cada um dos tipos de interacção em função da energia e número atómico | 3 |
| 2.2 | Ilustração da produção de pares..... | 4 |
| 2.3 | Ilustração do efeito fotoeléctrico..... | 5 |
| 2.4 | Ilustração da dispersão de Compton..... | 7 |
| 2.5 | Contribuição dos diferentes processos para o coeficiente de atenuação mássico total no ar..... | 8 |
| 2.6 | Parâmetros importantes em colisões com partículas carregadas: a é o raio atómico clássico; b é o parâmetro de impacto clássico..... | 9 |
| 2.7 | Secções eficazes dos diferentes processos de interacção dos electrões com o carbono..... | 11 |
| 2.8 | Contribuição dos diferentes processos para o poder de paragem total..... | 12 |
| 3.1 | Factor de peso da radiação, w_R , para neutrões em função da energia..... | 16 |
| 3.2 | Relações entre as grandezas relacionadas com protecção radiológica..... | 19 |
| 4.1 | Sondas existentes mundialmente..... | 25 |
| 4.2 | Ilustração da montagem de uma fonte radiográfica..... | 26 |
| 4.3 | Montagem de tubos de raios X para exposições a) panorâmicas; b) direccionais..... | 27 |
| 4.4 | Esquematização do modo de medição a) de transmissão directa; b) de dispersão; c) do teor da água..... | 28 |
| 4.5 | Esquematização do modo de operação de um detector de nível..... | 28 |
| 4.6 | Equipamento utilizado numa gamagrafia..... | 29 |
| 4.7 | Esquematização de um tubo de raios X e seu interior..... | 29 |
| 5.1 | Monitor de radiação Victoreen 451P-DE-SI..... | 35 |
| 5.2 | Monitor de radiação Victoreen 190N..... | 36 |
| 5.3 | Monitor de radiação Babyline 31 A..... | 36 |
| 6.1 | Geometria do varão da sonda com a fonte no ar..... | 38 |
| 6.2 | Posição da fonte de Cs-137 para os dados experimentais..... | 38 |
| 6.3 | Valores de $H^*(10)$ obtidos para a sonda no ar..... | 39 |
| 6.4 | Comparação entre valores experimentais e simulados para a sonda no ar..... | 39 |

| | | |
|-------------|--|----|
| 6.5 | Esquema do espaço considerado para o mapeamento..... | 40 |
| 6.6 | Mapeamento para a sonda no ar do a) fluxo; b) débito de $H^*(10)$ | 41 |
| 6.7 | Ilustração dos raios com o Sabrina para a sonda no ar..... | 42 |
| 6.8 | Geometria usada para a sonda com a fonte imersa no solo..... | 43 |
| 6.9 | Localização dos pontos onde foram efectuadas as medições e que foram considerados na simulação..... | 44 |
| 6.10 | Valores de $H^*(10)$ obtidos para a sonda imersa no solo a a) 5cm, b) 10cm; c) 15 cm; d) 20 cm de profundidade..... | 44 |
| 6.11 | Comparação entre valores experimentais e simulados para a sonda com fonte imersa no solo a a) 5 cm; b) 10cm; c) 15 cm; d) 20 cm de profundidade..... | 45 |
| 6.12 | Valores da simulação obtidos para a sonda com fonte imersa no solo a várias profundidades... | 46 |
| 6.13 | Débito de $H^*(10)$ para diversas profundidades a uma distancia de 11,5 cm da fonte..... | 46 |
| 6.14 | Curvas de isodose obtidas com os dados experimentais através do Surfer para a) 5 cm; b) 10cm c)15 cm; d) 20 cm de profundidade..... | 47 |
| 6.15 | Mapeamento do débito de dose para a sonda com a fonte imersa no solo a) 5 cm; b) 10 cm..... | 49 |
| 6.16 | Ilustração dos raios com o Sabrina para a sonda com a fonte imersa no solo..... | 50 |
| 6.17 | Geometria usada para o indicador de nível usado no Ciclone..... | 51 |
| 6.18 | Ilustração dos detectores usados na simulação para o indicador de nível usado no Ciclone... | 52 |
| 6.19 | Valores de dose obtidos para o Ciclone..... | 52 |
| 6.20 | Mapeamento do a) fluxo; b) débito de $H^*(10)$ para o indicador de nível utilizado no Ciclone | 53 |
| 6.21 | Ilustração dos raios com o Sabrina para o indicador de nível a) ao redor do Ciclone; b) ao redor do contentor de protecção..... | 55 |
| 6.22 | Geometria usada para o indicador de nível usado na Caída..... | 56 |
| 6.23 | Ilustração dos detectores usados na simulação para o indicador de nível usado na Caída..... | 57 |
| 6.24 | Valores de dose obtidos para a Caída..... | 57 |
| 6.25 | Mapeamento do a) fluxo; b) débito de $H^*(10)$ para o indicador de nível utilizado na Caída.. | 58 |
| 6.26 | Ilustração dos raios com o Sabrina para o indicador de nível a) ao redor da Caída e; b) do contentor de protecção..... | 59 |
| 6.27 | Geometria usada para o indicador de nível usado no Britador..... | 60 |

| | | |
|----------------|---|----|
| 6.28 | Ilustração dos detectores usados na simulação para o indicador de nível usado no Britador... | 61 |
| 6.29 | Valores de dose obtidos para o Britador..... | 61 |
| 6.30 | Mapeamento do a) fluxo; b) débito de $H^*(10)$ para o indicador de nível utilizado no Britador..... | 62 |
| 6.31 | Ilustração dos raios com o Sabrina para o indicador de nível a) ao redor do Britador e; b) do contentor de protecção..... | 63 |
| 6.32 | Geometria usada para a gamagrafia..... | 64 |
| 6.33 | Mapeamento do a) fluxo; b) débito de $H^*(10)$ para a gamagrafia com a fonte na posição (1)..... | 66 |
| 6.34 | Ilustração dos raios com o Sabrina que saem do armazém com a fonte na posição (1)..... | 67 |
| 6.35 | Mapeamento do a) fluxo; b) débito de $H^*(10)$ para a gamagrafia com a fonte na posição (2)..... | 68 |
| 6.36 | Ilustração dos raios com o Sabrina que saem do armazém a) vistos de frente b) vistos por trás com a fonte na posição (2)..... | 69 |
| 6.37 | Mapeamento do a) fluxo; b) débito de $H^*(10)$ para a gamagrafia com a fonte na posição (3)..... | 70 |
| 6.38 | Ilustração dos raios com o Sabrina que saem do armazém a) vistos de frente b) vistos por trás com a fonte na posição (3)..... | 71 |
| 6.39 | Geometria usada para a radiografia industrial com raios X..... | 72 |
| 6.40 | Ilustração das posições dos detectores usados na simulação e dos valores obtidos experimentalmente..... | 73 |
| 6.41 | Valores de dose obtidos para a radiografia industrial com raios X..... | 74 |
| 6.42 | Ilustração dos raios presentes para o cenário de radiografia industrial com raios X | 74 |
| 6.43 | Ilustração do plano considerado para os mapeamentos de dose e de fluxo..... | 75 |
| 6.44 | Mapeamento do a) fluxo; b) débito de $H^*(10)$ para a radiografia industrial com raios X... | 76 |
| A.III.1 | Mapeamento do a) fluxo; b) débito de $H^*(10)$ para a sonda com a fonte imersa no solo 5 cm..... | 83 |
| A.III.2 | Mapeamento do a) fluxo; b) débito de $H^*(10)$ para a sonda com a fonte imersa no solo 10 cm..... | 84 |
| A.III.3 | Mapeamento do a) fluxo; b) débito de $H^*(10)$ para a sonda com a fonte imersa no solo 15 cm..... | 85 |
| A.III.4 | Mapeamento do a) fluxo; b) débito de $H^*(10)$ para a sonda com a fonte imersa no solo 20cm..... | 86 |

| | |
|---|----|
| A.IV.1 Tubo de raios X simulado..... | 87 |
|---|----|

1.Introdução

A instrumentação radiológica utiliza radiação emitida por isótopos radioactivos ou por tubos de raios X e fundamenta-se na interacção dessa mesma radiação com a matéria.

Esta instrumentação é usada, na indústria, no controlo de diversos processos tecnológicos, assim como na medição de diferentes grandezas físicas.

Dentro da variedade existente desta instrumentação, deverá ser realçada a importância dos equipamentos em radiografia industrial. A radiografia investiga o estado dos materiais, sem contudo provocar qualquer alteração dos mesmos, pelo que é considerada como ensaio não destrutivo. É usada na indústria siderúrgica, aeronáutica, naval, automobilística, petróleo e petroquímicas e geração de energia, inclusive nuclear, onde é utilizada para detectar defeitos estruturais como cavidades e fissuras.

Os operadores desta instrumentação podem-se encontrar eventualmente expostos a radiações ionizantes durante o exercício da sua actividade profissional. Essa exposição poderá provocar efeitos adversos para a saúde, efeitos estes que poderão ser estocásticos e/ou determinísticos no caso de ocorrer algum acidente que envolva doses elevadas. Nesta tese os efeitos de maior interesse serão os efeitos estocásticos já que a tese aborda apenas situações de trabalho de rotina (excluindo, portanto, situações de acidente).

As fontes usadas na instrumentação estudada são o ^{137}Cs e $^{241}\text{Am-Be}$, que incorporam uma sonda de medição da compactação de solos, o ^{60}Co , usado em indicadores de nível, o ^{192}Ir , utilizado em gamagrafia e um tubo de raios X com uma tensão de 130 kV, usado em radiografia industrial.

A tese irá caracterizar o campo de radiação em redor desta instrumentação através de simulações Monte Carlo, em diversas situações. Sempre que possível, serão realizadas medições experimentais com o intuito de validar as simulações realizadas. O código de simulação Monte Carlo utilizado foi o MCNPX, devido à sua enorme capacidade e flexibilidade de simular processos físicos e de descrever geometrias mais complexas.

O objectivo desta tese será então o conhecimento aprofundado e detalhado do campo de radiação ao redor da instrumentação radiológica já referida, que ou tendo doses baixas é largamente usada (sondas de medição de compactação) ou não tendo muitos utilizadores proporciona doses elevadas (radiografia industrial). No estudo da dosimetria irão determinar-se os valores de equivalente de dose ambiente ($H^*(10)$) como estimador da dose efectiva para possibilitar a comparação com limites de dose tabelados. Através deste conhecimento será possível uma melhoria da protecção radiológica dos operadores da instrumentação, ajudando na classificação desses trabalhadores, na classificação de áreas e na escolha da instrumentação apropriada, tendo em vista a relação entre benefícios e custos. Além disso, os resultados obtidos nesta tese (distribuições de fluxo e de dose em redor da instrumentação) poderão ser usados como apoio para formação e ensino quer para o utilizador do equipamento, quer para o próprio formador.

No capítulo 2 são abordados processos de interacção da radiação com a matéria. Para os casos estudados, os processos dominantes de interacção de fotões no meio são o efeito fotoeléctrico e o efeito de Compton devido à natureza das fontes (em relação à sua energia). O conhecimento destes processos é importante para compreender como a radiação pode interagir com os diferentes materiais estudados.

No capítulo 3 são apresentadas as grandezas usadas em protecção radiológica, assim como as relações existentes entre as mesmas, merecendo especial atenção a grandeza equivalente de dose ambiente $H^*(10)$.

No capítulo 4 são apresentadas as várias aplicações de dispositivos radioactivos na indústria, com especial atenção aos dispositivos estudados nesta tese (sonda de medição da compactação de solos, indicadores de nível e radiografia industrial). Encontra-se também neste capítulo os limites e princípios considerados pela ICRP no que diz respeito à segurança radiológica.

No capítulo 5 são referenciadas as ferramentas utilizadas nesta tese para obter os resultados de simulação e experimentais.

Os resultados obtidos experimentalmente e com recurso a simulação Monte Carlo são apresentados no Capítulo 6. Os resultados experimentais servem de validação aos simulados. Neste capítulo encontram-se os mapas de distribuição de fluxo e de dose ao redor da instrumentação estudada.

Por fim no capítulo 7 são apresentadas as conclusões do trabalho desenvolvido.

2. Interação da radiação com a matéria

No sentido de interpretar os campos de radiação que envolvem a instrumentação radiológica é necessário ter em atenção as interações que as partículas emitidas irão sofrer. Neste capítulo está presente uma breve descrição das diferentes interações que as partículas poderão sofrer tendo em conta as energias em jogo e os materiais com os quais a radiação vai interagir.

2.1 Interação dos fótons com a matéria

Ao lidar com radiação ionizante é importante saber o que se irá passar com as partículas emitidas por uma fonte. As fontes estudadas nesta tese são todas emissoras de radiação gama ou raios X, pelo que é de extrema importância ter em mente os processos presentes para cada caso. Na figura seguinte apresenta-se as interações predominantes para valores de energia até 100 MeV, e para absorventes com números atômicos até 110.

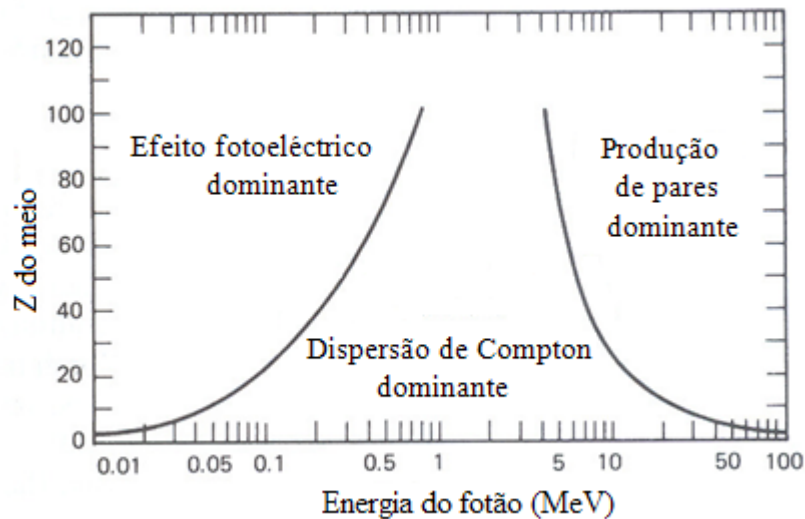


Figura 2.1 – Intervalo de predomínio de cada um dos tipos de interação em função da energia e número atômico

Tendo em conta as energias dos fótons emitidos dos isótopos radioactivos considerados nesta tese e a diversidade de materiais com que irão interagir (desde baixa densidade como o ar até alta densidade como o chumbo), terão que ser considerados os seguintes processos de interação: dispersão de Thomson e Rayleigh, produção de pares, efeito fotoelétrico e dispersão de Compton. As três últimas interações mencionadas vão ser as maioritariamente responsáveis pela deposição de energia. [Smi00, Tur07]

2.1.1 Dispersão de Thomson e Rayleigh

Na dispersão de Thomson o fóton incidente ao interagir com o electrão sofre dispersão segundo um ângulo θ relativamente à direcção de incidência, sem ocorrer transferência de energia cinética para o electrão, ou seja, o fóton incidente e o disperso têm a mesma energia.

A probabilidade do fóton incidente ser disperso para um ângulo sólido $d\Omega$ num ângulo θ em relação à direcção incidente é chamada de secção eficaz diferencial:

$$\frac{d\sigma_0}{d\Omega} = \frac{r_0^2}{2}(1 + \cos^2\theta) \quad (2.1)$$

onde $r_0 = e^2/m_e c^2$ é o raio do electrão clássico.

A dispersão de Rayleigh é dita coerente porque o fotão é disperso pelo átomo como um todo. O evento é elástico no sentido em que o fotão não perde essencialmente nenhuma da sua energia; o átomo move-se o suficiente para conservar o momento. O fotão é redireccionado através de um pequeno ângulo. Logo o efeito num feixe de fotões só pode ser detectado numa geometria de feixe estreito. A dispersão de Rayleigh não contribui para o kerma ou dose, já que nenhuma energia é dada a uma partícula carregada, nem ocorre nenhuma ionização ou excitação [Att86, Lim05].

O ângulo de dispersão do fotão depende tanto em Z como na energia do fotão ($h\nu$). A dispersão de Rayleigh tem maior importância prática para baixas energias, parcialmente porque o ângulo de dispersão é maior.

A secção eficaz diferencial em função do ângulo sólido para a dispersão coerente é dada por:

$$\frac{d\sigma_r}{d\Omega} = \frac{r_e^2}{2}(1 + \cos^2(\theta))[F(\bar{q}, Z)]^2 \quad (cm^2 sr^{-1} atom^{-1}) \quad (2.2)$$

Onde $q = 2k \sin(\theta/2)$ (com $k = \nu h/c$) é o momento transferido numa colisão com um ângulo de θ e $F(q, Z)$ é o factor de forma atómico. Quando $q \rightarrow 0$ porque $\theta \rightarrow 0$ então $F(q, Z) \rightarrow Z$ [Hub79].

A importância relativa de dispersão de Rayleigh é relativamente pequena, já que contribui muito pouco para o coeficiente de atenuação do feixe estreito. As suas contribuições tendem a ser muito menores em relação às outras interacções. Este processo ocorre principalmente para fotões de baixa energia e materiais de Z elevado [Att86].

2.1.2 Produção de pares

Um fotão com energia pelo menos duas vezes maior que a energia do electrão em repouso, $h\nu \geq 2m_e c^2$, pode ser convertido num par electrão-positrão no campo de um núcleo atómico. Produção de pares pode ocorrer também no campo de um electrão atómico, mas a probabilidade é consideravelmente menor e a energia limite é $4m_e c^2$ (este processo é geralmente referido como produção de tripletos devido à presença do electrão de recuo além do par já referido). Nesta tese não se considera a produção de tripletos, já que não são consideradas fontes que emitam radiação energética suficiente para superar a energia limite. Na figura 2.2 encontra-se a ilustração da produção de pares.

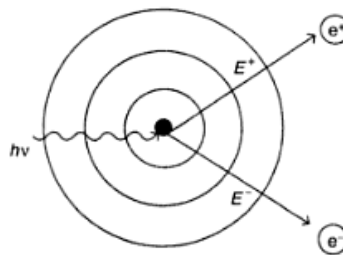


Figura 2.2 – Ilustração da produção de pares [Bom03]

Quando a produção de pares ocorre num campo nuclear, os núcleos recuam com energia desprezável. Logo, a energia do fóton $h\nu$ é convertida em $2mc^2$ mais as energias cinéticas E^+ e E^- dos parceiros:

$$h\nu = 2mc^2 + E^+ + E^- \quad (2.3)$$

A distribuição de excesso de energia entre o electrão e o positrão é contínua; ou seja, a energia cinética de cada pode variar entre zero até um máximo de $h\nu - 2mc^2$. Além disso, o espectro de energia para as duas partículas é idêntico. A probabilidade de ocorrer produção de pares é proporcional à energia do fóton e aproximadamente proporcional a Z^2 [Tur07].

A secção eficaz calculada para a produção de pares com a aproximação de Born (altas energias e baixo Z) é:

$$\sigma_{pp} = \frac{1}{137} r_0^2 Z^2 \left(\frac{28}{9} \ln \left(\frac{2h\nu}{m_0 c^2} \right) - \frac{218}{27} \right) \quad (2.4)$$

Onde $r_0 = e^2/m_0 c^2$ é o raio clássico do electrão com valor $2.818 \times 10^{-15} \text{m}$. O factor constante $r_0^2/137$ é igual a $5.80 \times 10^{-32} \text{ m}^2 \text{nucleos}^{-1}$ [Smi00].

2.1.3 Efeito fotoeléctrico

No efeito fotoeléctrico a energia do fóton incidente é transferida para um electrão orbital. Esta transferência pode ocorrer apenas quando a energia incidente é maior que a energia de ligação da orbital; o excesso de energia aparece como energia cinética do electrão ejectado. Para uma dada orbital, a secção eficaz para emissão fotoeléctrica tende a decrescer quando a energia do fóton aumenta. Este comportamento resulta em picos de absorção característicos na secção eficaz fotoeléctrica correspondentes às energias de ligação das subcamadas. Estes picos são mais evidentes com elementos de grande número atómico. A absorção fotoeléctrica tem uma pequena influência em efeitos de atenuação e absorção para fótons com energias superiores a 0.1 MeV, excepto no caso de absorvedores de alto número atómico [ICR08].

O efeito fotoeléctrico encontra-se ilustrado na figura 2.3.

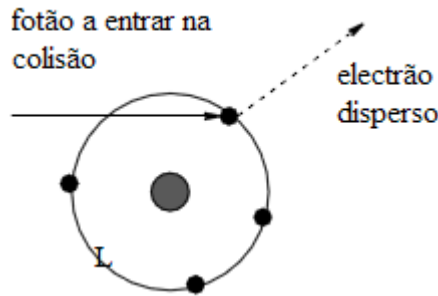


Figura 2.3 – Ilustração do efeito fotoeléctrico [Bon01]

Acima da energia da camada K, a probabilidade de ocorrer efeito fotoeléctrico, de um fóton com uma energia suficientemente alta para ejectar um electrão com uma energia não relativista é dada por:

$$\sigma_p^a \approx \sqrt{2} \frac{32\pi r_0^2 \alpha^4}{3} \left(\frac{3m_0 c^2}{h\nu_0} \right) Z^n \quad (2.5)$$

Nesta equação $r_0 = e^2/m_0 c^2$, $\alpha = 2\pi e^2/hc = 1/137$ é a constante de estrutura fina, $m_0 c^2$ é a massa de repouso do electrão, $h\nu_0$ é a energia do fóton incidente e Z o número atómico do material. O expoente n varia entre 4 ($h\nu < 100$ keV) e 4.6 ($h\nu > 500$ keV) e m_0 varia entre 3 ($h\nu < 100$ keV) e 1 ($h\nu > 500$ keV) [Bie00].

Na região de $h\nu < 100$ keV, o efeito fotoeléctrico é relevante para energias acima da energia de ligação dos electrões atómicos do absorvedor, e a secção eficaz varia aproximadamente com Z^4 e $(h\nu)^{-3}$. O coeficiente de atenuação mássico do efeito fotoeléctrico, μ_p/ρ , varia com Z^3 e $(h\nu)^{-3}$.

A lacuna criada é preenchida segundo dois processos distintos:

1. Um electrão da camada seguinte (L) transita para a camada K emitindo um raio X de energia:

$$h\nu_X = E_K - E_L \quad (2.6)$$

Onde E_K e E_L são as energias das camadas K e L, respectivamente.

2. Através de emissão de um electrão Auger. A energia disponível na transição L \rightarrow K é utilizada para libertar um electrão L. A energia cinética deste electrão é:

$$T_e = (E_K - E_L) - E_L = E_K - 2E_L \quad (2.7)$$

2.1.4 Dispersão de Compton

A Dispersão de Compton ocorre entre um fóton incidente e um electrão livre (electrão com energia muito menor que a do fóton). É considerada como dispersão incoerente devido à emissão ser numa frequência diferente da incidente. É possível ver a esquematização desta interacção na figura 2.3 onde um fóton incidente de energia $h\nu$ atinge um electrão estacionário, sendo este disperso num ângulo θ relativamente à direcção do fóton incidente, com energia cinética T . O fóton disperso $h\nu'$ segue num ângulo ϕ , no mesmo plano de dispersão. Energia e momento são conservados. A assunção de um electrão não ligado significa que as relações de cinemática presente na figura 2.4 são independentes do número atómico do meio [Att86].

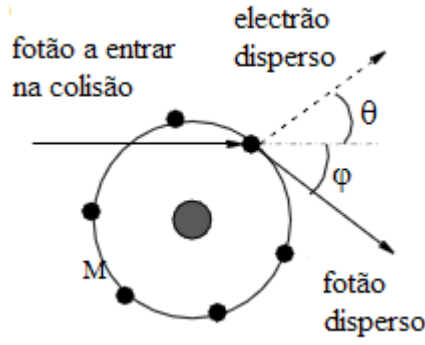


Figura 2.4 - Ilustração da dispersão de Compton [Bon01]

As expressões que relacionam a transferência de energia e o ângulo de dispersão para qualquer interação podem ser derivadas escrevendo equações válidas para a conservação de energia e momento. Estas expressões são:

$$h\nu' = \frac{h\nu}{1 + \left(\frac{h\nu}{m_0c^2}\right)(1 - \cos\theta)} \quad (2.8)$$

$$T = h\nu - h\nu' \quad (2.9)$$

$$\cot\theta = \left(1 + \frac{h\nu}{m_0c^2}\right) \tan\left(\frac{\phi}{2}\right) \quad (2.10)$$

onde m_0c^2 (a energia de repouso do electrão) é 0.511 MeV, e $h\nu$, $h\nu'$ e T são também expressos em MeV.

Como é possível verificar na equação (2.8) para um dado valor de $h\nu$, a energia $h\nu'$ e o ângulo ϕ do fóton disperso estão correlacionados um com o outro. A equação (2.9) permite calcular a energia cinética T do electrão disperso correspondente, e a equação (2.10) dá o seu ângulo de dispersão θ . [Att86]

A secção eficaz da dispersão de Compton definida por Klein e Nishina por electrão é:

$$\sigma_c^e = 2\pi r_0^2 \left\{ \frac{1+\alpha}{\alpha^2} \left[\frac{2(1+\alpha)}{1+2\alpha} - \frac{\ln(1+2\alpha)}{\alpha} \right] + \frac{\ln(1+2\alpha)}{2\alpha} - \frac{1+3\alpha}{(1+2\alpha)^2} \right\} \quad (2.11)$$

Onde $\alpha = h\nu/m_0c^2$, no qual $h\nu$ é expresso em MeV e $m_0c^2 = 0.511$ MeV. Como é possível observar na expressão a secção eficaz é independente de Z . [Att86]

2.1.5 Coeficiente de atenuação total

O coeficiente total de atenuação mássico, μ/ρ , é a soma dos coeficientes de atenuação mássicos de todos os efeitos já descritos, ou seja, partindo da secção eficaz total:

$$\sigma_{total} = \sigma_p + \sigma_c + \sigma_r + \sigma_{pp} \quad (2.12)$$

Sabendo que o coeficiente de atenuação linear $\mu = N[\sigma_p + \sigma_c + \sigma_r + \sigma_{pp}]$ e que o número de núcleos por cm^3 é $N = N_A \frac{\rho}{A}$,

$$\frac{\mu}{\rho} = \frac{N_A}{A} [\sigma_p + \sigma_c + \sigma_r + \sigma_{pp}] \quad (2.13)$$

Onde N_A é o número de Avogadro (átomos/mol) e A (g) o número de massa. A equação é equivalente a,

$$\frac{\mu}{\rho} = \frac{\mu_p}{\rho} + \frac{\mu_c}{\rho} + \frac{\mu_r}{\rho} + \frac{\mu_{pp}}{\rho} \quad (\text{cm}^2 \text{g}^{-1}) \quad (2.14)$$

Onde μ_p/ρ , μ_r/ρ , μ_c/ρ e μ_{pp}/ρ representam respectivamente coeficientes de atenuação mássico dos efeitos fotoeléctrico, Rayleigh, Compton e produção de pares [Att86]. A figura 2.5 mostra a contribuição dos diferentes processos para o coeficiente de atenuação mássico total no ar dos efeitos referidos.

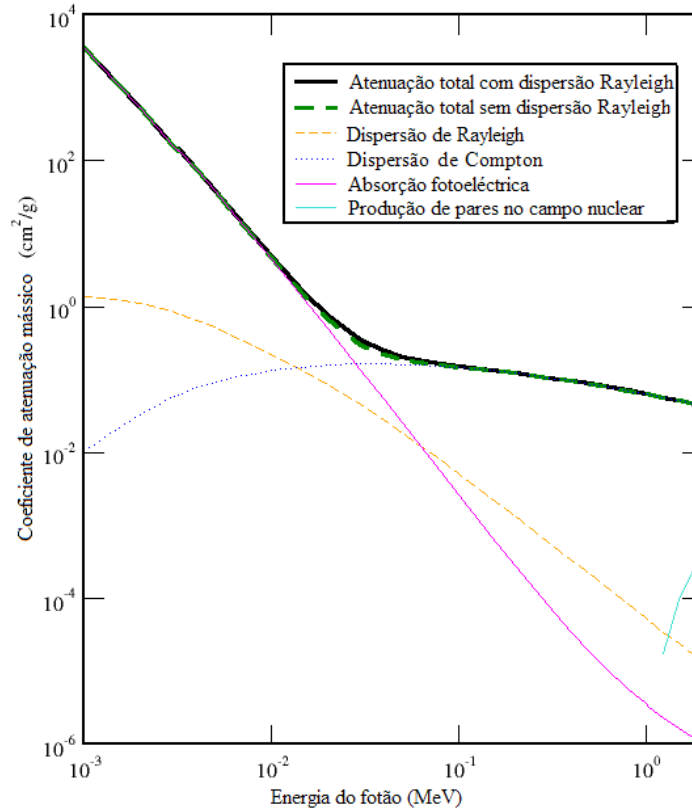


Figura 2.5 – Contribuição dos diferentes processos para o coeficiente de atenuação mássico total no ar [NIS]

2.2 Interações dos electrões com a matéria

Alguns dos estados finais destas interações dos fotões com a matéria incluem electrões que quando interagem com o meio transferem a sua energia, sendo então os responsáveis pela dose no meio.

Os electrões perdem energia maioritariamente por interações Coulomb com os electrões ligados do átomo. Ao longo do caminho do electrão ocorrem ionizações e

excitações. Ocasionalmente, a energia transferida para o electrão atómico é suficiente para criar um electrão secundário com energia suficiente para seguir no meio. Estes electrões são chamados de raios δ . As interacções de partículas carregadas (como o electrão) cercadas por um campo de Coulomb podem ser simplesmente caracterizadas através da comparação da dimensão do parâmetro de impacto b com o raio atómico clássico a , tão como está ilustrado na figura 2.6.

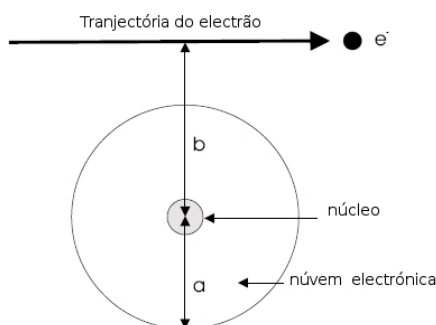


Figura 2.6 – Parâmetros importantes em colisões com partículas carregadas: a é o raio atómico clássico; b é o parâmetro de impacto clássico [Att86]

2.2.1 Colisões ligeiras ($b \gg a$)

Quando uma partícula carregada interage com um átomo a uma distância considerável, a influência do campo de Coulomb da partícula afecta o átomo como um todo, excitando-o para um nível de energia maior, e por vezes ionizando-o ejectando um electrão de valência. Ocorre também a transferência de uma pequena parte da energia do electrão (poucos eV) para o átomo.

Como maiores valores de b são mais prováveis, as colisões ligeiras são de longe as interacções mais numerosas entre partículas carregadas, e são responsáveis por cerca de metade da energia transferida para o meio absorvente [Att86].

2.2.2 Emissão de Raios- δ ($b \sim a$)

Quando o parâmetro de impacto b é da ordem das dimensões do átomo, torna-se mais provável que a partícula incidente vá interagir com um electrão atómico, que será então ejectado do átomo com uma energia cinética considerável e denominado como raio- δ . Os raios- δ têm energia suficiente para realizarem interacções adicionais através de forças de Coulomb. Logo um raio- δ dissipa a sua energia num caminho diferente da partícula carregada primária.

Apesar de a ocorrência de raios- δ ser menor que a de deflecções, a fracção de energia da energia da partícula primária envolvida em cada um destes processos é geralmente comparável.

Deve chamar-se a atenção para que quando um electrão é ejectado de um átomo por este efeito, serão emitidos raios X característicos e/ou electrões Auger serão emitidos da mesma maneira que se o electrão tivesse sido removido por interacção com um fóton, como já mencionado em 2.1.3. Logo alguma da energia transferida para o meio pode ser transportada

uma certa distância da trajectória da partícula primária por estes transportadores assim como por raios- δ . [Att86]

2.2.3 Efeito de bremsstrahlung ($b \ll a$)

O efeito de bremsstrahlung (radiação de travagem, em alemão), também chamado de efeito de desaceleração deve-se à perda de energia cinética de electrões que passam próximo do núcleo de átomos do alvo e trata-se de uma interacção inelástica. A trajectória do electrão é deflectida sendo emitido um fotão de bremsstrahlung. O espectro teórico de energia dos fotões de bremsstrahlung é uma recta decrescente a partir de um certo valor de energia. A emissão destes fotões resulta da conservação do momento cinético do sistema núcleo-electrão acelerado. A variação das velocidades destes electrões, devido à acção atractiva dos núcleos do alvo, de elevado número atómico, obriga à transformação de energia cinética em electromagnética (fotões), para ser conservado o momento cinético do sistema. As energias dos fotões emitidos ou, se quisermos, as energias perdidas pelos electrões, dependem do número atómico dos núcleos, da distância de interacção electrão-núcleo e da energia cinética dos electrões. [LIM05]

É importante referir que o efeito de bremsstrahlung apenas ocorre 2-3% das interacções electrão-núcleo, sendo as outras interacções dispersões elásticas. A secção eficaz para este processo é proporcional a Z^2 [Att86].

2.2.4 Deflexões elásticas ($b \ll a$)

Na maioria das outras interacções electrão-núcleo o electrão é disperso elasticamente e não emite um fotão de raios X nem excita o núcleo, apenas perde uma parte insignificante da sua energia para conservar o momento cinético do sistema. Ao realizar cálculos Monte Carlo de transporte de electrões através de matéria, é geralmente assumido que as interacções de perda de energia podem ser tratadas separadamente de interacções de dispersão. A secção eficaz diferencial de dispersão elástica por átomo é proporcional a Z^2 . [Att86]

2.2.5 Secção eficaz total dos electrões

A figura 2.7 apresenta as secções eficazes respectivas das diversas interacções dos electrões com o meio. Os dados para o carbono foram retirados da biblioteca EEDL97 [CPS91].

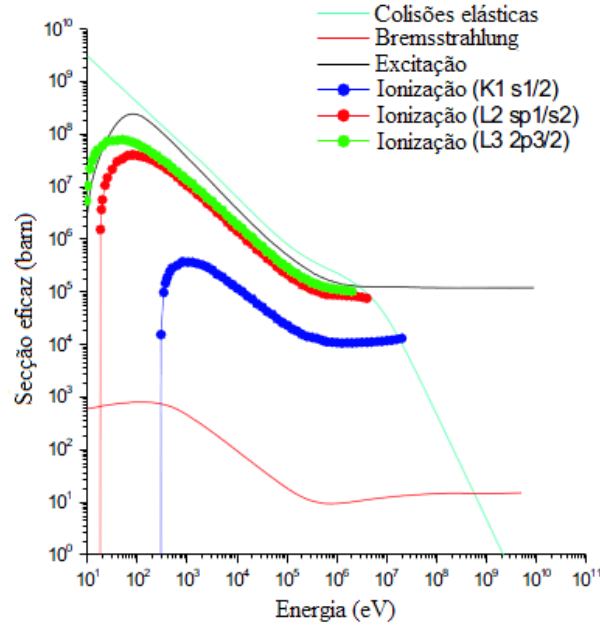


Figura 2.7 – Secções eficazes dos diferentes processos de interacção dos electrões com o carbono.

2.2.6 Poder de paragem

As perdas de energia por um electrão movendo-se através do meio com uma densidade ρ são descritas pelo poder de paragem mássico $(S/\rho)_{\text{tot}}$, o qual representa a perda de energia cinética E_K pelo electrão por unidade de comprimento da trajectória x , ou :

$$(S/\rho)_{\text{tot}} = \frac{1}{\rho} \frac{dE_K}{dx} \left(\text{MeV} \cdot \frac{\text{cm}^2}{\text{g}} \right) \quad (2.15)$$

$(S/\rho)_{\text{tot}}$ consiste em duas componentes: $(S/\rho)_{\text{col}}$, resultante de interacções de um electrão com a órbita de outro electrão (excitações atómicas e ionizações), e $(S/\rho)_{\text{rad}}$, resultante de interacções entre o electrão e o núcleo (bremsstrahlung):

$$(S/\rho)_{\text{tot}} = (S/\rho)_{\text{col}} + (S/\rho)_{\text{rad}} \quad (2.16)$$

Partículas carregadas perdem a sua energia de um modo diferente das radiações não carregadas (raios X ou γ e neutrões). Um fotão ou um neutrão incidente num paralelepípedo de matéria pode atravessá-lo sem qualquer interacção, e consequentemente sem perdas de energias. Ou pode interagir e perder toda a sua energia num único ou em poucos eventos “catastróficos”.

Em contraste, uma partícula carregada, sendo cercada por um campo de Coulomb, interage com um ou mais electrões ou com o núcleo de praticamente todos os átomos por que passa. A partícula carregada vai perdendo assim um pouco da sua energia em cada uma destas interacções. [Att86]

O $(S/\rho)_{\text{tot}}$ é usado no cálculo do alcance do electrão R da maneira seguinte:

$$R = \int_0^{E_{Ki}} \left(\frac{S}{\rho} (E_K) \right)_{\text{tot}}^{-1} dE_K \quad (2.18)$$

Onde E_{Ki} é a energia cinética inicial do electrão.

Na figura 2.8 encontra-se a contribuição dos diferentes processos para o poder de paragem, para diferentes energias, no ar.

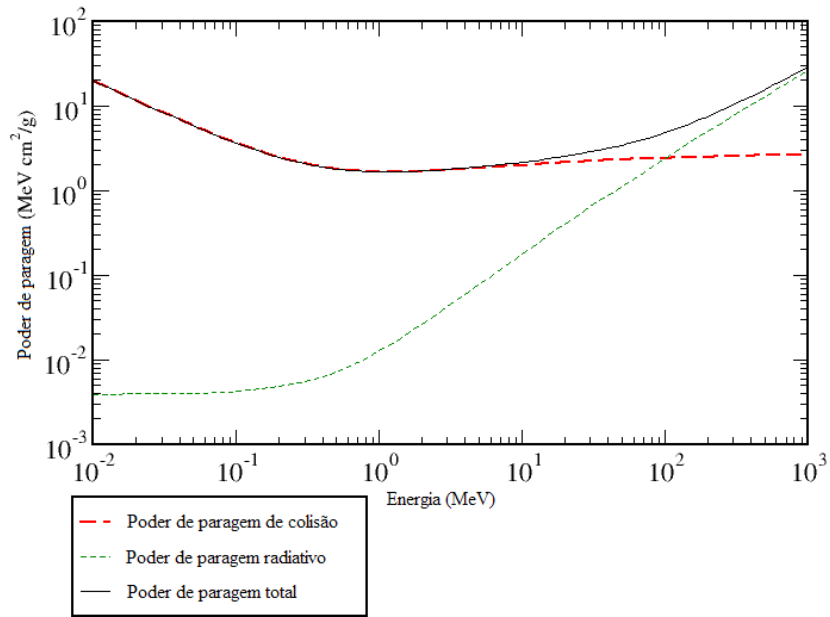


Figura 2.8 – Contribuição dos diferentes processos para o poder de paragem total [NIS]

3. Grandezas usadas em protecção radiológica

A exposição à radiação ionizante pode causar efeitos prejudiciais na saúde que se dividem em duas categorias: determinísticos ou estocásticos.

Para doses altas, os efeitos da radiação como náusea, queimaduras ou, em casos mais graves, síndromes mais agudas são observados clinicamente em indivíduos expostos num período de tempo curto após a exposição. Tais efeitos são chamados determinísticos porque ocorrem de certeza se a dose ultrapassar um certo limite.

A exposição à radiação pode também induzir efeitos não imediatos como cancros, que são expressos após um certo período de tempo e podem ser detectado numa população. Esta indução é assumida possível em toda a gama de doses, sem um valor limite. Estes efeitos são chamados estocásticos devido à sua natureza aleatória. Apesar de se poder saber a magnitude do incidente, não se pode prever que indivíduos vão contrair a doença, nem se pode saber se a doença foi realmente provocada pela exposição à radiação [Tur07]. Estes efeitos são os mais importantes no uso da instrumentação radiológica estudada nesta tese.

O objectivo fundamental da protecção contra radiações é o de prevenir a ocorrência de efeitos determinísticos e reduzir a probabilidade de aparecimento de efeitos estocásticos. Neste capítulo é possível encontrar as grandezas físicas, de protecção e operacionais necessárias a ter em conta ao fazer-se o estudo da radiação proveniente de fontes usadas em instrumentação radiológica. Apenas serão consideradas as grandezas com importância para radiação externa nesta tese, devido à natureza da radiação estudada.

3.1 Grandezas físicas

3.1.1 Fluência

A fluência baseia-se no número de partículas incidentes numa pequena esfera. Sendo dN o número de partículas incidentes sobre uma esfera de secção de área dA , a fluência vai ser o quociente entre dN e dA .

$$\Phi = \frac{dN}{dA} \quad (3.1)$$

Para a definição de fluência não importa a diferença das partículas, sendo esta definição aplicada a qualquer tipo de partícula ou feixe. Pode-se também definir uma taxa de fluência como sendo:

$$\varphi = \frac{d\Phi}{dt} = \frac{d}{dt} \left(\frac{dN}{dA} \right) \quad (3.2)$$

Por vezes é mais comum usar a taxa de fluência que a fluência, uma vez que as medidas são realizadas num intervalo de tempo [ICR89].

3.1.2 Kerma

O Kerma, K , é o quociente de dE_{tr} por dm , onde dE_{tr} é a soma das energias cinéticas iniciais de todas as partículas carregadas libertadas por partículas ionizantes não carregadas no elemento de material de massa dm ou seja:

$$K = \frac{dE_{tr}}{dm} \quad (3.3)$$

A unidade SI do Kerma é J/kg, mais precisamente o Gray (Gy).

Kerma no ar é o valor de Kerma no ar, que sobre condições de equilíbrio de partículas carregadas, é numericamente aproximadamente igual à dose absorvida no ar [ICR97].

3.1.3 Dose absorvida

A grandeza física primária usada em dosimetria é a dose absorvida. Em qualquer tipo de radiação a dose absorvida, D , é definida como sendo o quociente entre a energia média depositada, $d\varepsilon$, numa massa dm devido à interacção com a radiação.

$$D = \frac{d\varepsilon}{dm} \quad (3.4)$$

A unidade SI da dose absorvida é o J/Kg, denominado Gray (Gy). A sua antiga unidade, o rad, é definida como 100 erg g^{-1} . A relação entre Gy e rad é a seguinte:

$$1 \text{ Gy} = \frac{1\text{J}}{\text{Kg}} = \frac{10^7 \text{ erg}}{10^3 \text{ g}} = 10^4 \frac{\text{erg}}{\text{g}} = 100 \text{ rad} \quad (3.5)$$

A dose absorvida é tratada em função de um ponto, tendo um valor em qualquer posição num objecto irradiado [Tur07].

3.1.4 Fluência e kerma (fotões)

A energia transferida para electrões por fotões pode decorrer por duas maneiras distintas. Uma delas é através de colisões e outra através de interacções radiativas (bremsstrahlung e aniquilação electrão-positrão).

Logo, o kerma total é geralmente dividido em dois componentes: o kerma colisional K_{col} e o kerma radiativo K_{rad} .

O kerma de colisão K_{col} é a parte do kerma que leva à produção de electrões que dissipam a sua energia como ionização dentro ou perto dos trajectos do electrão no meio, e o resultado das interacções de força de Coulomb com electrões atómicos. Logo o kerma colisional é o valor esperado da energia transferida para partículas carregadas por unidade de massa no ponto de interesse, excluindo tanto a perda de energia radiativa e energia passada de uma partícula carregada para outra.

O kerma radiativo K_{rad} é a parte do kerma que leva à produção de fotões conforme as partículas carregadas secundárias perdem velocidade e interagem no meio. Estas interacções mais predominantes são bremsstrahlung como resultado de interacções de um campo Coulomb entre a partícula carregada e o núcleo atómico, mas também poderá resultar da aniquilação em voo.

O kerma total é então dado por:

$$K = K_{col} + K_{rad} \quad (3.6)$$

A fracção média da energia transferida para electrões que é perdida através de processos radioactivos é representada por um factor referido como a fracção radioactiva \bar{g} . Logo a fracção perdida por colisões é $(1-\bar{g})$.

Uma relação usada frequentemente entre kerma K_{col} e kerma total K pode ser definida da seguinte maneira, $K_{col} = K (1-\bar{g})$.

Para fotões monoenergéticos o kerma colisional K_{col} num ponto no meio é relacionado com a energia de fluência Ψ nesse ponto no meio por:

$$K_{col} = \Psi \left(\frac{\mu_{en}}{\rho} \right) \quad (3.7)$$

Onde (μ_{en}/ρ) é o coeficiente de absorção massa-energia para os fotões monoenergéticos no meio.

Para feixes polienergéticos uma relação formalmente similar existe, mas o seu uso é feito por grandezas de espectro médias. Se um espectro de energia de fluência de fotões está presente no ponto de interesse, o kerma colisional é obtido da seguinte maneira:

$$K_{col} = \int_0^{E_{max}} \Psi_E(E) \left(\frac{\mu_{en}}{\rho} \right) dE = \Psi \left(\frac{\bar{\mu}_{en}}{\rho} \right) \quad (3.8)$$

Na equação (3.7):

$$\Psi = \int_0^{E_{max}} \Psi_E(E) dE \quad (3.9)$$

é a energia de fluência total (integrada), e:

$$\left(\frac{\bar{\mu}_{en}}{\rho} \right) = \frac{1}{\Psi} \int_0^{E_{max}} \Psi_E(E) \frac{\mu_{en}}{\rho}(E) dE \quad (3.10)$$

É uma notação breve para o coeficiente de absorção massa-energia para um meio médio sobre o espectro de energia de fluência.

Para fotões monoenergéticos o kerma total K num ponto do meio é relacionado com a energia de fluência Ψ no meio pela seguinte igualdade:

$$K = \Psi \left(\frac{\mu_{tr}}{\rho} \right) \quad (3.11)$$

Onde (μ_{tr}/ρ) é o coeficiente de transferência massa-energia do meio para o feixe de fotões monoenergético dado. Para feixes polienergéticos, da mesma maneira que em cima, coeficientes de transferência de espectros de massa-energia médios podem ser usados em conjugação com a energia de fluência total para obter o kerma total [IAE05].

3.2 Grandezas de protecção

Nesta secção são caracterizadas as grandezas de protecção dose equivalente e dose efectiva, assim como obtê-las através de factores de peso da radiação e do tecido ou órgão (w_R e w_T).

3.2.1 Dose equivalente

A dose equivalente, $H_{T,R}$, num tecido ou órgão T é a dose média absorvida, $D_{T,R}$, modificada por um peso associado a um tipo de radiação R, w_R . Os diferentes valores de w_R em função do tipo de radiação encontram-se na tabela 3.1. Temos então para cada radiação:

$$H_{T,R} = w_R D_{T,R} \quad (3.12)$$

Quando a radiação consiste em componentes com diferentes w_R , a dose equivalente H_T vai ser obtida somando todos os componentes presentes:

$$H_T = \sum_R w_R D_{T,R} \quad (3.13)$$

A unidade SI de dose equivalente é J/Kg, denominado Sievert (Sv).

| Tipo de radiação | w_R |
|--|---|
| Raios X, raios γ e partículas β , todas as energias | 1 |
| Neutrões | Uma função contínua dependente da energia do neutrão (figura 3.1) |
| Partículas α , fragmentos de fissão, iões pesados | 20 |
| Protões | 2 |

Tabela 3.1 – Factores de peso de radiação recomendados [ICR07]

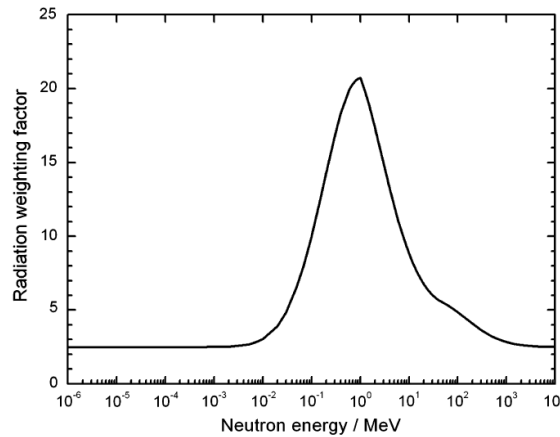


Figura 3.1 – Factor de peso da radiação, w_R , para neutrões em função da energia

A seguinte função contínua de energia do neutrão E_n (MeV) é recomendada para o cálculo dos factores de peso da radiação para neutrões:

$$w_R = \begin{cases} 2.5 + 18.2e^{-[\ln(E_n)]^2/6} & , \quad E_n < 1 \text{ MeV} \\ 5.0 + 17.0e^{-[\ln(2E_n)]^2/6} & , \quad 1 \text{ MeV} \leq E_n \leq 50 \text{ MeV} \\ 2.5 + 3.25e^{-[\ln(0.04E_n)]^2/6} & , \quad E_n > 50 \text{ MeV} \end{cases} \quad (3.14)$$

Esta função, ou seja, a equação (3.14) e a figura 3.1, foi derivada empiricamente e é consistente com conhecimento biológico e físico existente [ICR07].

3.2.2 Dose efectiva

A dose efectiva, E , é a soma ponderada das doses equivalentes em todos os tecidos e órgãos e é dada por:

$$E = \sum_T w_T H_T = \sum_T w_T \sum_R w_R D_{T,R} \quad (3.15)$$

O uso de dose equivalente é apenas apropriado quando todo o corpo está a ser irradiado igualmente. Na maioria dos casos isso não se verifica, estando apenas algumas partes do corpo a serem irradiadas, como no exemplo de um feixe estreito de partículas irradiar apenas uma parte do corpo. Para se descobrir a dose nestes casos deverá utilizar-se a dose efectiva que consiste na ponderação das diferentes doses equivalentes dos tecidos. É então obtida pela soma das doses equivalentes atribuídas aos diferentes tecidos, tendo em conta os diferentes pesos w_T para cada tecido. É possível encontrar-se na Tabela 3.2 os diferentes pesos w_T de cada tecido [ICR07].

| Tecido ou órgão | Factor de peso do tecido ou órgão (w_T) |
|------------------|---|
| Gónadas | 0.20 |
| Medula óssea | 0.12 |
| Cólon | 0.12 |
| Pulmão | 0.12 |
| Estômago | 0.12 |
| Bexiga | 0.05 |
| Mamas | 0.05 |
| Fígado | 0.05 |
| Esófago | 0.05 |
| Tiróide | 0.05 |
| Pele | 0.01 |
| Superfície óssea | 0.01 |
| Restante* | 0.05 |

Tabela 3.2: Diferentes pesos w_T e os seus órgãos ou tecidos específicos [ICR07].

* Os órgãos restantes são compostos por: cérebro, intestino grosso superior, intestino delgado, rim, músculo, pâncreas, baço, timo e útero.

3.2.2.1 Aplicação da dose efectiva

Os usos principais da dose efectiva em protecção radiológica para trabalhadores e membros do público são:

- Avaliação prospectiva da dose para planeamento e optimização da protecção; e
- Avaliação retrospectiva da dose para demonstrar concordância com os limites de dose

Neste sentido, a dose efectiva é usada universalmente para fins de regulação. Em aplicações práticas de protecção radiológica, a dose efectiva é usada para gerir os riscos de efeitos estocásticos em trabalhadores e membros do público. O cálculo de dose efectiva ou correspondentes coeficientes de conversão para exposição externa, assim como para exposição interna, são baseados na dose absorvida, em factores de peso (w_R e w_T), e em valores de referência para o corpo humano e os seus órgãos e tecidos. A dose efectiva não é baseada em dados de pessoas individuais. Na sua aplicação geral, a dose efectiva não fornece

uma dose para um indivíduo específico mas sim para uma pessoa de referência dentro duma determinada situação de exposição [ICR07].

3.3 Grandezas operacionais

A dose num tecido ou órgão, D_T , a dose equivalente H , e a dose efectiva E não são directamente mensuráveis e não existem normas em laboratório para se obter calibrações para os monitores de radiação usando estas quantidades. Por esta razão a ICRU definiu uma série de grandezas operacionais mensuráveis com finalidades da protecção.

As grandezas operacionais para monitorização externa podem ser definidas com características metrológicas e ainda levar em conta as diferentes eficácias de danos para diferentes tipos e energias de radiação. Estas grandezas são o equivalente de dose ambiente $H^*(d)$, o equivalente de dose direccional e o equivalente de dose individual $H_p(d)$. Estas grandezas não usam os factores de peso w_T , mas sim factores de qualidade da radiação Q . Estes factores de qualidade estão relacionados com a função de transferência linear de energia não restrita (LET) da maneira apresentada na Tabela 3.3, para o caso da água.

| L na água (keV/μm) | Q(L) |
|--------------------|-----------|
| <10 | 1 |
| 10-100 | 0.32L-2.2 |
| >100 | 300/√L |

Tabela 3.3: Relação entre o LET (L) e os factores de qualidade da radiação (Q)

3.3.1 Equivalente de dose individual

A grandeza $H_p(d)$ é uma grandeza operacional para monitorização individual externa, sendo o produto da dose absorvida num ponto, na profundidade d do corpo humano, pelo factor de qualidade nesse mesmo ponto. É utilizada a profundidade de 0.07 mm, $H_p(0.07)$, e de 3 mm, $H_p(3)$, para radiação fracamente penetrante de maneira a se estimar a dose equivalente na pele e nas lentes dos olhos, respectivamente.

3.3.2 Equivalente de dose ambiente

O equivalente de dose ambiente num ponto num campo de radiação $H^*(d)$ é uma grandeza operacional para monitorização de área em ambientes de trabalho, sendo o produto da dose absorvida num ponto pelo factor de qualidade da radiação correspondente ao equivalente de dose que seria produzido pelo campo correspondente alinhado e expandido na esfera ICRU numa profundidade d no raio que opõe a direcção do campo alinhado. A esfera ICRU é uma esfera equivalente de tecido de diâmetro 30 cm. É utilizada a profundidade de 10 mm, $H^*(10)$, para radiação fortemente penetrante de maneira a se estimar a dose efectiva.

3.3.3 Equivalente de dose direccional

O equivalente de dose direccional num ponto num campo de radiação é definido como a dose equivalente que seria produzida pelo campo correspondente expandido na esfera ICRU numa profundidade d num raio com direcção específica W . Uma profundidade de 0.07 mm é recomendada para radiação fracamente penetrante. O ângulo W é o ângulo entre a direcção do feixe e o raio da esfera ICRU no qual a profundidade d é definida [IAE99].

3.3.4 Avaliação da exposição à radiação externa

Dependendo do tipo de monitorização individual em protecção radiológica que se quer efectuar, faz-se uso de grandezas operacionais distintas. No caso de monitorização de áreas controladas, utilizam-se grandezas operacionais diferentes daquelas que se utilizam quando se quer efectuar uma monitorização individual de controlo e limitação de exposições individuais. O uso apropriado de cada grandeza operacional encontra-se representado na tabela 3.4.

| Tarefa | Grandezas operacionais para | |
|--|---|---|
| | Monitorização de área | Monitorização individual |
| Estimativa da dose efectiva | Equivalente de dose ambiente, $H^*(10)$ | Equivalente de dose individual, $H_p(10)$ |
| Estimativa da dose equivalente na pele, mãos e pés | Equivalente de dose direcciona, $H'(0.07;\Omega)$ | Equivalente de dose individual, $H_p(0.07)$ |
| Estimativa da dose equivalente no cristalino | Equivalente de dose direcciona, $H'(3;\Omega)$ | Equivalente de dose individual, $H_p(3)$ |

Tabela 3.4: As grandezas operacionais para uso em exposições externas

A avaliação de doses devido à exposição a radiação originada por fontes externas é geralmente realizada por monitorização individual, $H_p(10)$, através da utilização de dosímetros pessoais usados no corpo ou através da medição com instrumentos devidamente calibrados ou estimação do $H^*(10)$, obtendo assim uma aproximação à dose efectiva correspondente [ICR07]. Este último método é o utilizado ao longo deste trabalho.

3.4 Relação entre as grandezas usadas em protecção radiológica

Na figura encontram-se ilustradas as relações existentes entre as grandezas físicas, de protecção e operacionais.

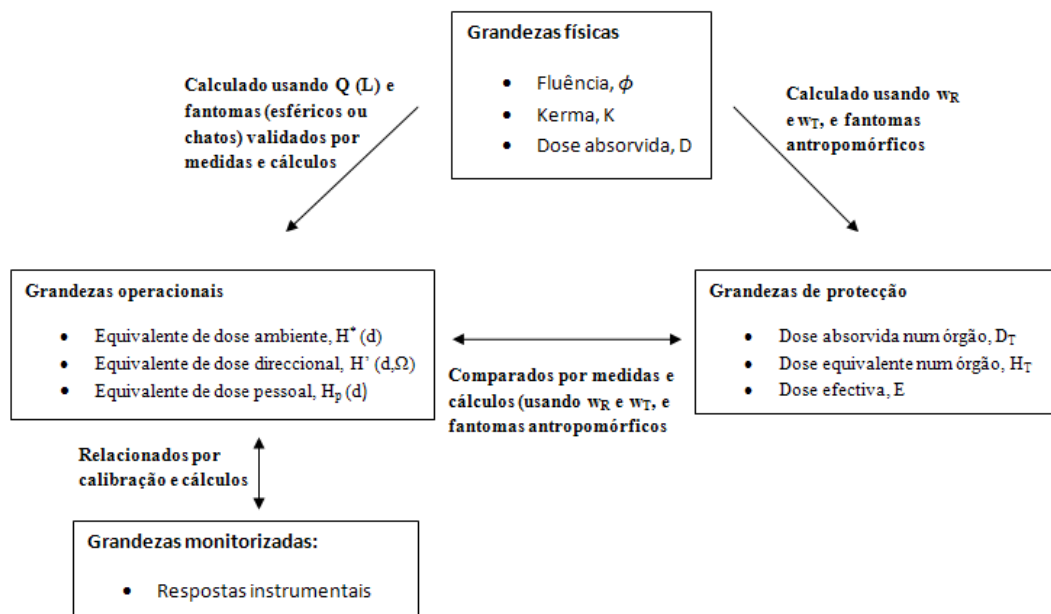


Figura 3.2 – Relações entre as grandezas relacionadas com protecção radiológica.

3.5 Legislação e Segurança

A actividade prática de toda a instrumentação radiológica presente na indústria obedece a normas internacionais e legislação específicas que têm que ser levadas a cabo.

3.5.1 Estrutura da protecção radiológica em Portugal

Como membro da Comunidade Europeia, Portugal tem que transpor para a legislação nacional as directivas da União Europeia (EU). No campo de protecção radiológica são duas as directivas importantes: a directiva 96/29/EURATOM do conselho de 13 de Maio de 1996 que indica as normas de segurança básicas para a protecção da saúde dos trabalhadores e dos membros do público contra os perigos resultantes da radiação ionizante e a directiva 97/43/EURATOM de 30 de Junho de 1997 em protecção da saúde de indivíduos contra os perigos da radiação ionizante em relação a exposições médicas (também chamada “directiva do paciente”) [Ber09].

No decreto-lei 222/2008 é transposto para ordenamento jurídico português os limites de dose previstos na Directiva n.º 96/29/EURATOM, do Conselho, de 13 de Maio, e aplica-se à exposição dos membros do público às radiações ionizantes de origem artificial, bem como aos trabalhadores profissionalmente expostos e aprendizes, sendo estabelecidos uma série de critérios específicos para a protecção dos mesmos [Dec08].

3.5.2 Princípios de protecção

3.5.2.1 Princípio de justificação

Dentro da instrumentação radiológica estudada, é nos dispositivos radiológicos usados em radiografia industrial que se verificam os mais elevados valores de dose.

A radiografia industrial (raios γ e X) é uma técnica de análise e diagnóstico não destrutiva (CND). Através da emissão de raios ionizantes de energias altas, permite o controlo de materiais de grande espessura. O inconveniente desta técnica é o facto de submeter os operadores (e até mesmo o público) a um risco importante de exposição externa. Toda a exposição à radiografia industrial deverá ser justificada por benefícios contra os riscos de cada tecnologia em CND, em relação uns aos outros, a utilização de tecnologias com baixo risco para a saúde dos trabalhadores deve ser dada prioridade. Quando possível, na realização de radiografia industrial deverá dar-se importância o uso de radiografia X em relação à radiografia γ [Cha06].

3.5.2.2 Princípio de optimização

O princípio de optimização consiste em manter as exposições aos raios ionizantes tão baixas quanto razoavelmente possível, tendo em conta os factores económicos e sociais, e com respeito aos limites de dose. Este princípio é geralmente designado pelo termo ALARA (As Low As Reasonably Achievable).

Este princípio é uma consequência da assunção dos efeitos das radiações ionizantes com baixas doses que leva à procura de reduzir as exposições, tanto quanto possível.

No uso de instrumentação radiológica o perigo primário da radiação é um perigo externo e a dose de radiação recebida por um indivíduo é influenciada por três factores; tempo de exposição, distância à fonte de radiação e blindagem presente.

Tempo de exposição: A dose recebida vai ser equivalente ao débito de dose emitido pela fonte multiplicado pelo tempo de exposição. Ao diminuir o tempo de exposição, é possível diminuir a dose.

Distância à fonte: Para uma fonte pontual (como o caso da gamagrafia) a variação da taxa de dose com a distância à fonte de radiação segue uma lei conhecida por “lei do inverso do quadrado”, que afirma que a taxa de dose varia em proporção ao inverso do quadrado da distância à fonte de radiação.

Blindagem: Um meio eficaz de diminuir a exposição a radiações ionizantes é intercalar algum material de blindagem entre a fonte e o trabalhador. A blindagem irá atenuar a radiação e deverá ser de materiais com elevado número atómico.

3.5.2.3 Princípio de limitação

Os valores limites regulamentares são estabelecidos para os trabalhadores expostos a radiações ionizantes em Portugal no Decreto-Lei n.º 222 de 17 de Novembro de 2008. Tais limites não devem ser ultrapassados excepto em situações de intervenção, em situação de emergência, e em situações excepcionais.

A Tabela 3.5 sumariza os valores de limites de dose anuais aplicados em Portugal.

| Limites de dose em Portugal e definidos pela ICRP (em mSv por 12 meses consecutivos) em situações de exposição planeada | | | |
|--|---|--|----------------|
| Tipo de limite | Ocupacional | Exposição a aprendizes com 16-18 anos | Público |
| Dose efectiva | 20 mSv por ano, média por períodos de 5 anos* | 6 mSv | 1mSv por ano |
| Dose equivalente anual em: | | | |
| Cristalino | 150 mSv | 50 mSv | 15 mSv |
| Pele** | 500 mSv | 150 mSv | 50 mSv |
| Mãos e Pés | 500 mSv | 150 mSv | 50 mSv |

Tabela 3.5 - Limites de dose presentes em Portugal e ICRP 103

*não pode ser superior a 50 mSv num ano

**aplicado à dose média numa superfície de 1 cm², independentemente da área exposta

No caso da existência de gravidez numa trabalhadora, terão que ser tomadas medidas para que a dose equivalente recebida pela criança em gestação não exceda 1 mSv durante o período da gravidez, ou seja devera tratar-se a criança como um membro do público.

A ICRP definiu três tipos de exposição diferentes que ocorrem geralmente em determinadas categorias da população. São elas: exposição ocupacional, exposição de membros do público (recebida num exame médico) e exposição médica dos pacientes (todas as exposições menos ocupacionais e médicas). A exposição ocupacional é definida pela ICRP como toda a exposição a radiações, independentemente da sua origem (natural e/ou artificial),

em que os trabalhadores incorrem devido à actividade profissional que exercem. Um trabalhador exposto define-se como alguém que pela sua actividade profissional pode vir a exceder os limites de dose anuais estabelecidos para o membro do público e são-lhe reconhecidos direitos e obrigações relacionados com protecção radiológica ocupacional.

Os trabalhadores expostos são classificados em 2 categorias com base nas suas condições habituais de trabalho, essa classificação é estabelecida com base na avaliação previsional da exposição.

Categoria A: Os trabalhadores susceptíveis de receber uma dose efectiva superior a 6 mSv por ano, ou uma dose equivalente superior a três décimas de um dos limites anuais de exposição é classificada como categoria A. A aprendizes e estudantes com idade igual ou superior a 18 anos é atribuída a classificação de categoria A.

Categoria B: todos os restantes trabalhadores expostos não classificados como sendo de categoria A. A aprendizes e estudantes com idade entre os 16 e 18 anos é atribuída a classificação de categoria B [ICR07, Dec08].

3.5.3 Classificação de áreas

Áreas onde decorrem trabalhos com uso de radiação podem requerer ser especificamente classificadas dependendo do potencial de exposição dos indivíduos que trabalham nessa área. Se a classificação é necessária ou não, e se for a natureza da classificação, é determinada por meio duma prévia avaliação de segurança.

Dois tipos de áreas classificadas são definidos; áreas controladas e áreas vigiadas [IAEOc]. Ao longo desta tese irão ser definidas estas áreas através de ajuda dos mapeamentos obtidos por Monte Carlo.

3.5.3.1 Áreas controladas

Trata-se de uma área em que, por virtude das condições de trabalho existentes, seja possível que a exposição a que os trabalhadores estão sujeitos durante um ano possa ultrapassar três décimas de um dos limites de dose anuais. Ou seja, para exposição ocupacional, uma zona controlada teria que ser definida a partir de um valor de 6 mSv/ano para a dose efectiva.

Uma área onde se realize o trabalho necessita de ser classificada como uma área controlada se medidas de protecção específicas ou provisões de segurança se revelarem requeridas para controlar exposições normais, e/ou prevenir ou limitar a extensão de potenciais exposições.

Ao determinar se uma área controlada existe ou não, e se tal se verificar, a extensão da área controlada, deve ser tomado em conta a natureza e extensão das medidas de segurança necessárias.

Apesar disso, os débitos de dose breves geralmente não apresentam um problema para a protecção radiológica já que ocorrem rapidamente [IAEOc, Dec08].

3.5.3.2 Áreas vigiadas

Uma área vigiada é uma área em que, por virtude das condições de trabalho existentes, seja provável que a exposição a que os trabalhadores estão sujeitos durante um ano possa ultrapassar uma décima dos limites de dose anuais, mas que não ultrapasse as três decimas dos mesmos limites de dose. Ou seja, para exposição ocupacional, uma zona vigiada teria que

ser definida a partir de um valor de 2 mSv/ano até um valor de 6 mSv/ano para a dose efectiva.

Uma área que ainda não é classificada como uma área vigiada pode necessitar de ser classificada como tal quando as condições de exposição ocupacional precisarem de serem revistas, mesmo que normalmente sejam necessárias medidas de protecção específicas e provisões de segurança.

A natureza da radiografia industrial significa que na maioria dos casos trata-se de áreas controladas em vez de vigiadas. Áreas vigiadas são mais prováveis de ser encontradas em radiografia de compostos do que em radiografia no local. Por exemplo, a área onde o painel de controlo é situado fora da divisão de radiografia pode ser classificado como área vigiada [IAEOc, Dec08].

3.5.3.3 Áreas livres

Fora das áreas designadas como controladas ou vigiadas, o débito de dose e o risco de contaminação por materiais radioactivos devem ser baixos o suficiente para assegurar que, em condições normais, o nível de protecção para aqueles que trabalham no local seja comparável com o nível de protecção requerido para exposições do público. Tais áreas são denominadas **áreas livres**, do ponto de vista de protecção radiológica ocupacional [Oli].

3.5.4 Sinais de perigo

Todas as fontes de radiação devem apresentar o trevo de radiação para alertar ao perigo potencial. Detalhes do radionúclido, actividade numa data específica e número de série devem ser incluídos numa etiqueta permanentemente presente no armazenamento da fonte. Deve ser visível o estado da fonte (a irradiar fora ou dentro do armazenamento de protecção) para as pessoas em redor. Equipamento raios X deve ter também indicação de quando está a ocorrer criação de radiação. Os avisos devem ter em conta se existem áreas controladas ao redor do equipamento [IAE99].

3.5.5 Monitorização de radiação

Organizações operacionais precisam ter um programa efectivo para monitorizar a exposição ocupacional da radiação. Guias no estabelecimento de um programa de monitorização para exposição externa, a dosimetria apropriada a ser usada para local de trabalho de monitorização individual e registo de dados é dado no guia de segurança da IAEA (IAEA Safety Guide) [IAE06].

4. Instrumentação Radiológica

Em Portugal existem perto de 400 sondas para medição de teor de água e/ou densidade, perto de 150 indicadores de nível, 30 medidores de espessuras e de massa, cerca de 73 equipamentos de gamagrafia e à volta de 220 equipamentos de radiografia industrial com raios X.

Neste trabalho estuda-se os campos de radiação em redor desta instrumentação radiológica que, tendo doses baixas, é largamente usada (sondas de densidade) ou, tendo menos utilizadores, pode proporcionar doses elevadas (radiografia industrial). Estudou-se ainda indicadores de nível.

Assim apresenta-se a instrumentação radiológica estudada e caracteriza-se o quadro legal respectivo à protecção radiológica aplicável à utilização destes equipamentos.

Por último define-se os limites de dose a ter como referência no trabalho desenvolvido.

4.1 Instrumentação Radiológica na indústria

Ao comparar-se métodos convencionais (sem uso da radiação) com métodos radiológicos, é possível verificar-se o investimento superior exigido para o uso dos primeiros. Métodos radiológicos acarretam consigo uma efectiva diminuição de custos e uma amortização mais rápida, resultantes de maior precisão e rapidez de resposta, maior fiabilidade e vida útil mais longa.

Pelos benefícios económicos que lhes estão associados os métodos radiológicos penetraram no meio industrial. Os benefícios referidos resultam, em geral, da poupança de matérias-primas e energia, da melhoria da qualidade dos produtos e da diminuição de avarias e indisponibilidades das instalações [Oli93].

Na tabela 4.1 apresentam-se diversas aplicações na engenharia de medição e controlo industrial

| Aplicação | Radiação Utilizada |
|--|-------------------------|
| Indicação contínua ou descontínua de nível | (γ) |
| Indicação de passagem de material (descarga) | (γ) |
| Medição de densidade de líquidos e “slurries” | (γ) |
| Medição de teores de água em matérias-primas | (n, γ) |
| Pesagem em tapete | (γ) |
| Medição de espessuras (papel, revestimentos) | (α , β) |
| Medição em tempo real do teor elementar de matérias-primas | (γ , n) |
| Gamagrafia | (γ) |
| Técnicas de marcação permitindo seguir o transporte de matéria (detecção de fugas, desgaste de peças) | (α , γ) |
| Técnicas de análise elementar de alta sensibilidade, em tempo diferido, que partem da radiação induzida (fluorescência de raios X, PIXE, activação neutrónica) | (n, γ , X) |
| Técnicas de caracterização de superfície (estrutura e composição) utilizando aceleradores | (p, α) |

Tabela 4.1 – Aplicações mais divulgadas das aplicações industriais das radiações [Oli93].

Nesta tese serão focados uma sonda de medição de compactação de solos (densidade e teor em água), indicadores de nível e equipamentos utilizados em radiografia industrial (gamagrafia e raios X).

4.1.1 Fontes de radiação

4.1.1.1 Fontes usadas em sondas radiológicas

As fontes precisam de ser desenhadas, fabricadas e testadas de maneira a cumprir os requerimentos da norma ISO apropriada (actualmente ISO 2919) ou norma equivalente nacional. As fontes devem ter sido testadas para fugas de acordo com a norma ISO apropriada (actualmente ISO 9978) e devem ter um certificado válido de testes a fugas.

Para o armazenamento de fontes, a norma específica é ISO-7205 (1986). A norma especifica aspectos no desenho, construção e uso das sondas, para assegurar uma segurança adequada às pessoas ao redor da sonda [IAETe].

A Agência Internacional de Energia Atômica (IAEA) publicou um documento denominado “Categorization of Radioactive Sources” (categorização de fontes radioactivas) que fornece uma posição relativa das fontes radioactivas em termos do seu potencial de causar efeitos determinísticos. Esta categorização é composta por 5 categorias, sendo fontes de categoria 1 as mais perigosas e fontes de categoria 5 as menos perigosas. As sondas geralmente situam-se nas categorias 3 e 4 [IAETe].

A tabela 4.2 apresenta fontes usadas em sondas radiológicas:

| Radionúclido | Tipo de radiação |
|-----------------------------|------------------|
| Promécio-147 | Beta |
| Tálio-204 | Beta |
| Kripton-85 | Beta |
| Ítrio-90 | Beta |
| Amerício-241 | Gama |
| Césio-137 | Gama |
| Cobalto-60 | Gama |
| Amerício-241/Berílio | Neutrões |
| Cd-252 | Neutrões |
| Ferro-55 | Raios X |
| Cádmio-109 | Raios X |

Tabela 4.2 – Fontes utilizadas em sondas radiológicas [IAETe]

Na figura 4.1 verifica-se a percentagem existente mundialmente de sondas radiológicas

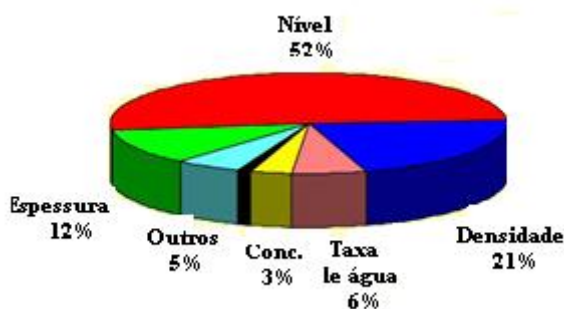


Figura 4.1 – Sondas existentes mundialmente [IAETe].

4.1.1.2 Fontes usadas em gamagrafia

Os requisitos mínimos para fontes gama a serem usadas em radiografia industrial estão contidos na norma ISO 2919 e estas geralmente satisfazem os requisitos para material radioactivo de “forma especial”. Isto significa que a fonte foi desenhada e construída segundo uma norma que assegura a integridade da fonte mesmo em condições severas, por exemplo, no caso de explosão ou incêndio.

O radionúclido mais usualmente usado para radiografia gama é o Irídio-192. Contudo, outros podem ser usados dependendo das características do objecto a ser testado, como é ilustrado na tabela 4.3.

| Radionúclido | Energia (MeV) | Período de semidesintegração | Espessura de aço óptima do objecto (mm) |
|-------------------|---------------|------------------------------|---|
| Cobalto-60 | 1.17 e 1.33 | 5.3 anos | 50-150 |
| Césio-137 | 0.662 | 30 anos | 50-100 |
| Irídio-192 | 0.2-1.4 | 74 dias | 10-70 |
| Selénio-75 | 0.12-0.97 | 120 dias | 4-28 |
| Hérbio-169 | 0.008-0.31 | 32 dias | 2.5-15 |

Tabela 4.3 – Radionúclidos usados em gamagrafia

Uma fonte radiográfica consiste numa cápsula de aço inoxidável que contém um radioisótopo com uma alta actividade (até alguns TBq). A fonte é geralmente ligada a um cabo de controlo e tem marcas próprias permanentes. Um desenho da montagem da fonte encontra-se na figura 4.2 [IAE99].

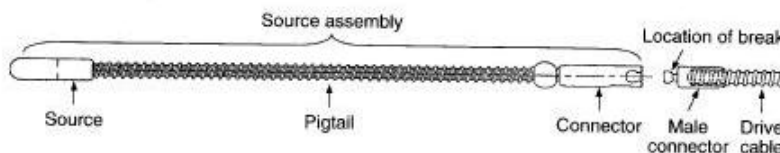


Figura 4.2 – Ilustração da montagem de uma fonte radiográfica

O débito de dose de uma fonte gama pode ser muito alta, logo quando não se encontra em uso deve sempre ser armazenada num contentor com blindagem própria. Este contentor deve ser apropriado e compatível com a fonte e seus componentes. A blindagem, que é ou urânio empobrecido ou chumbo, reduz a taxa de dose da fonte até um nível aceitável. O contentor de exposição e equipamento auxiliar têm que ser compatíveis com os requerimentos da norma ISO 3999 [IAE99].

4.1.3 Tubos de raios X em radiografia industrial

Há dois tipos de montagens de tubo de raios X, um tipo para realizar exposições panorâmicas (feixe radial), ilustrada na figura 4.3a, e outro para exposições direccionais, ilustrada na figura 4.3b.

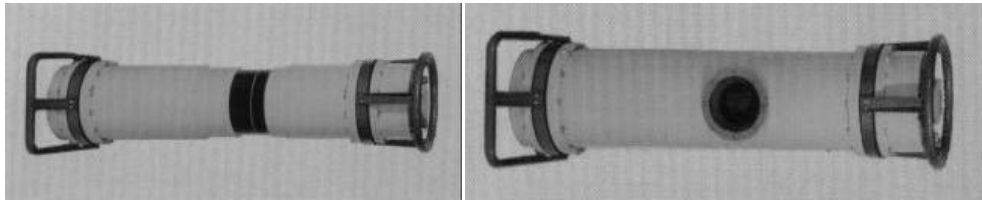


Figura 4.3 – Montagem de tubos de raios X para exposições a) panorâmicas; b) direccionais

A montagem do tubo é ligada por cabo ao painel de controlo onde os parâmetros de operação podem ser pré-seleccionados e o conjunto de raios X activado. Os parâmetros de operação estão claramente indicados no painel de controlo.

Equipamentos de raios X devem obedecer a regulações relacionadas com as normas de esquema, construção e funcionamento requeridos pela autoridade reguladora relevante. Quando não existe regulações aplicáveis, as seguintes medidas de segurança representam os requisitos mínimos [IAE99]:

O painel de controlo encontra-se equipado com uma etiqueta a indicar que raios X estão a ser emitidos quando o equipamento está a ser operado. O trevo e qualquer outro símbolo de perigo devem ser exibidos assim como um botão chave que previne o uso não autorizado. [IAE99].

4.2 Instrumentação considerada

Nesta tese encontra-se o estudo do campo de radiação ao redor de alguma desta instrumentação utilizada actualmente na indústria. Mais especificamente foram estudados o comportamento da radiação ao redor de uma sonda de medição de compactação de solos, de vários indicadores de nível, de um equipamento de gamagrafia e de radiografia industrial com raios X. De seguida é possível encontrar uma descrição mais pormenorizada dos equipamentos considerados para esta tese.

4.2.1 Sonda de medição da compactação de solos

Instrumento de medição de superfície que usa a interacção da radiação gama com a matéria para medir a densidade através da transmissão da radiação. A sonda estudada utiliza uma fonte de ^{137}Cs com uma actividade de $2,96 \times 10^8 \text{ Bq}$ (8 mCi) em 12/02/91 para medir a densidade do material a ser testado e uma fonte de $^{241}\text{Am-Be}$ com uma actividade de $1,48 \times 10^9 \text{ Bq}$ (40 mCi) em 12/02/91 para medir o teor em água.

Durante a utilização da sonda esta fica assente no solo.

Na posição de transmissão directa a vareta, que contém a fonte, é inserida directamente no solo até 30 cm num buraco feito previamente. Os raios gama emitidos pela fonte, interagem com o material e são contados por detectores localizados dentro do instrumento de medição. A densidade média entre a fonte e os detectores pode então ser calculada. Este método encontra-se ilustrado na figura 4.4a.

O modo de dispersão é um meio rápido e não destrutivo de testar materiais que estão a uma profundidade de aproximadamente 10 cm. A fonte gama e os detectores permanecem dentro do instrumento de medição, que se encontra na superfície do material testado. Raios gama da fonte entram no material de teste e aqueles que são dispersos na direcção dos detectores são contados, determinando a densidade do material. Este modo de teste é feito geralmente em asfalto e betão. É possível verificar o método de utilização deste modo na figura 4.4b.

O teor em água é medido também de uma maneira não destrutiva. É determinado através da detecção de neutrões térmicos (neutrões rápidos que foram moderados pelo hidrogénio presente no material, neste caso no solo na forma de água). Conforme o teor em água do material a ser testado aumenta, os neutrões são termalizados com uma maior taxa, o que corresponde a contagens mais elevadas. A medição do teor em água encontra-se esquematizada na figura 4.4c [Tro07].

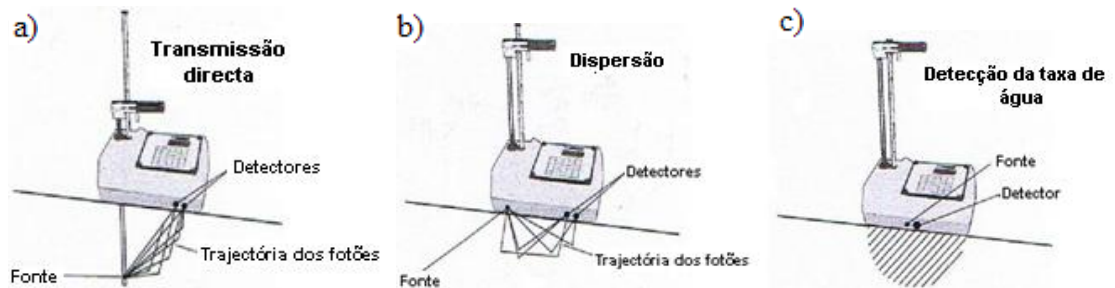


Figura 4.4 – Esquematização do modo de medição a) de transmissão directa; b) de dispersão; c) do teor da água.

4.2.2 Indicador de nível

Foram estudadas as doses em redor de três diferentes indicadores de nível na Cimpor. Na figura 4.5 está ilustrado um esquema geral do funcionamento de um indicador de nível e respectivo detector.

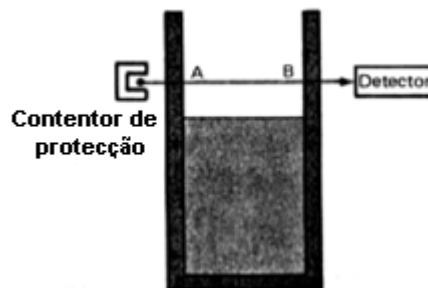


Figura 4.5 – Esquematização do modo de operação de um detector de nível

A radiação gama proveniente de uma fonte radioactiva (que nos casos estudados trata-se de fontes de ^{60}Co) inserida num contentor de protecção atravessa o silo e é detectada no detector. Os impulsos eléctricos aí gerados vão actuar no controlador, onde são tratados por um circuito electrónico, com vista à distinção dos dois estados do sistema “cheio” e “vazio” que correspondem respectivamente a taxas de contagem baixas ou altas. Os níveis de radiação medidos obviamente vão depender da quantidade de material que a radiação atravessa [Man].

4.2.3 Gamagrafia

Na figura 4.6 encontra-se ilustrado o equipamento irradiador de raios gama.

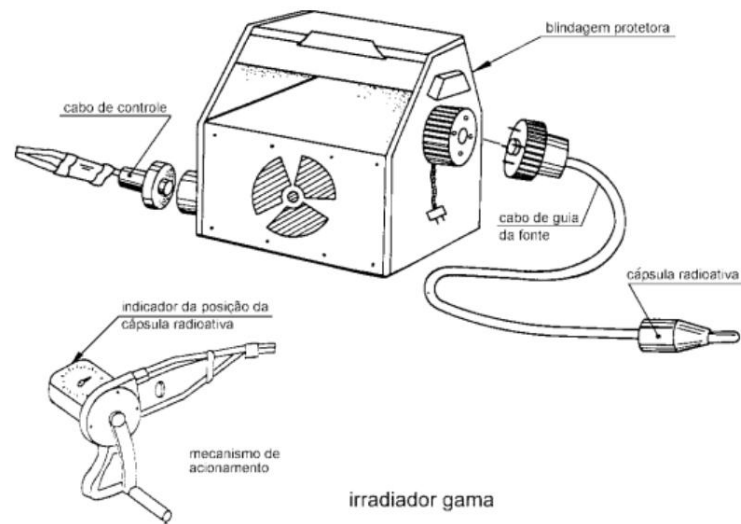


Figura 4.6 – Equipamento utilizado numa gamagrafia [A25].

É possível observar-se na figura 4.6 os principais componentes que compõem os irradiadores. Estes são: a blindagem, o cabo de guia da fonte e os comandos. A blindagem tem como finalidade absorver a radiação emitida continuamente pela fonte, mantendo a parte externa em padrões aceitáveis, determinados em normas internacionais. No caso estudado neste trabalho a blindagem era composta por urânio empobrecido, com estrutura externa de aço inoxidável. É pelo cabo de guia da fonte que a fonte radioativa será conduzida da blindagem até o ponto determinado para irradiação. Os comandos permitem o accionamento e o controlo da fonte. O controlo pode ser eléctrico, pneumático ou, como é mais comum e usado no caso estudado, manual. Por meio desses accionamentos, leva-se a fonte radioativa para fora da blindagem, pelo cabo de guia da fonte, expondo-a no local onde vai ser realizado o ensaio. Após o tempo de exposição a fonte é recolhida novamente à blindagem [A25]. O isótopo utilizado no caso estudado foi o Irídio-192.

4.2.4 Radiografia com raios X

Na figura 4.7 encontra-se presente a esquematização do aspecto externo de um tubo de raios X usado para radiografia industrial e os seus elementos principais.

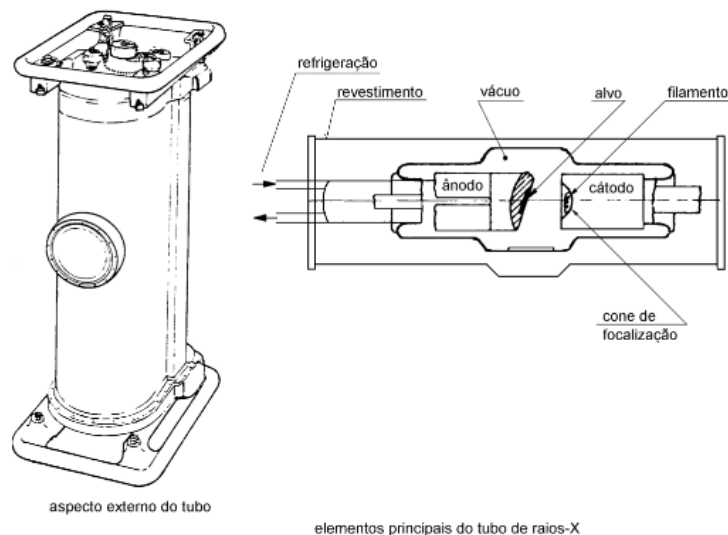


Figura 4.7 – Esquematização de um tubo de raios X e seu interior [A24].

Como é possível observar-se o cátodo é constituído por um filamento e pelo cone de focalização. O filamento é feito de tungsténio, um metal com alto ponto de fusão, para resistir às altas temperaturas e com alta densidade o que significa grande número de átomos para colisão. O cone de focalização é feito de uma liga de ferro e níquel (Fe-Ni). Este envolve o filamento com a finalidade de concentrar a emissão do feixe electrónico numa área restrita do ânodo. O vácuo existente no interior do tubo tem a função de proteger os elementos contra a oxidação e também de proporcionar isolamento eléctrico, para evitar a ocorrência de descargas entre os eléctrodos. Devido às altas temperaturas envolvidas, há necessidade de um sistema de refrigeração para evitar danos aos componentes. O elemento mais afectado é o ânodo, que recebe o impacto dos electrões, gerando os raios X e grande quantidade de calor. Um fluido refrigerante, que normalmente é água, circula no interior do ânodo para refrigeração. O revestimento, feito de chumbo, tem a finalidade de reduzir a intensidade da radiação dispersa. Apresenta apenas uma abertura para a saída dos raios X, na direcção desejada.

As principais variáveis que influenciam a intensidade e a energia dos raios X emitidos são:

Intensidade de corrente: A emissão de electrões é directamente proporcional à temperatura do filamento que é aquecido pela corrente eléctrica. Quanto maior for a corrente, maior será a temperatura do filamento e, portanto, maior a quantidade de electrões emitidos. A intensidade da corrente é medida em miliampere (mA) [A24]. No caso estudado a corrente era de 3 mA.

Diferença de potencial (DDP): A diferença de potencial ou tensão é medida em kV (quilovolt). Quanto maior a DDP entre o ânodo e o cátodo, maior a aceleração dos electrões, causando maior impacto no ânodo e gerando raios X com maior energia, ou seja, com maior poder de penetração [A24]. A diferença de potencial utilizada no caso estudado foi de 130 kV.

5. Ferramentas utilizadas

Neste capítulo encontram-se descritos os programas usados nesta tese que permitiram a obtenção dos resultados finais, assim como os equipamentos de medição utilizados para validação dos mesmos resultados.

5.1 MCNPX

Nos últimos anos, importantes melhoramentos em códigos Monte Carlo, especialmente devido a teorias de dispersão múltiplas para os electrões, tornaram estes códigos ferramentas poderosas na compreensão de todos os processos envolvidos com a deposição de energia da radiação nos materiais.

Os métodos de simulação numéricos de Monte Carlo podem ser descritos como métodos estatísticos que usam números aleatórios como base para fazer simulações de qualquer situação específica.

Geralmente, estudos de simulação trazem vantagens em relação a estudos experimentais. Para um dado modelo, é muito fácil mudar diferentes parâmetros e ver a sua influência no sistema em estudo. Logo a optimização de um sistema de imagem pode ser amplamente beneficiado do uso de simulações. Além disso, torna-se possível o estudo de parâmetros que não eram possíveis serem medidos experimentalmente. Por exemplo é impossível medir a componente de radiação dispersa emitida de uma fonte independentemente da componente não dispersa. Logo, um programa de simulação pode ajudar a entender todos os processos já que todos os detalhes da simulação estão disponíveis [Lju98]. O código utilizado de Monte Carlo nesta tese é o MCNPX, que se trata de uma extensão do código MCNP, o qual é utilizado para o transporte de fotões, neutrões e electrões no intervalo de aproximadamente todas as energias.

5.1.1 Transporte de Fotões

O transporte de fotões pode ser descrito em vários passos.

1. Escolha aleatória da distância à próxima interacção, de acordo com a secção eficaz total de interacção do fotão. A distância à próxima interacção é escolhida aleatoriamente a partir da lei de atenuação exponencial, ou seja, a distância t , à próxima interacção obtém-se através da equação 5.1.

$$p(t)dt = \mu e^{-\mu t} dt \quad (5.1)$$

Onde μ é o coeficiente de atenuação linear;

2. Transporte para o local de interacção, tendo em conta as restrições geométricas;
3. Escolha aleatória do mecanismo de interacção, de acordo com a secção eficaz total do fotão. A escolha do mecanismo de interacção é baseada na intensidade relativa da secção eficaz do fotão dos processos que estão a competir, ou seja, é gerado um número aleatório e o mecanismo de interacção é escolhido de acordo com a sua probabilidade, normalizado à unidade.
4. A escolha aleatória do resultado da interacção, em termos do ângulo de dispersão e da energia, de acordo com a secção eficaz diferencial do fotão que corresponde ao

mecanismo de interacção previamente escolhido, é seleccionado aleatoriamente para o ângulo de dispersão dado. A energia é obtida da relação energia-ângulo de dispersão.

5.1.2 Estrutura do ficheiro de entrada do MCNPX

No programa MCNPX, toda a informação referente à simulação que se pretende desenvolver está inserida num único ficheiro. A terminologia específica do programa permite definir volumes (“cells”) a partir da intersecção de zonas do espaço delimitadas por superfícies ou através de diversas formas geométricas. O formato do ficheiro é descrito da seguinte forma; inicialmente devem descrever-se as superfícies que definem geometricamente as células que descrevem o problema, de seguida, através da card SDEF deve descrever-se a fonte de radiação, seguidamente os materiais das superfícies descritas e por último os tallies.

Foi utilizado nesta tese a card PTRAC que permite a criação de um ficheiro com as histórias das partículas da simulação realizada podendo posteriormente ser usado no programa Sabrina para ilustração da trajectória tomada pelas diversas partículas simuladas [Bri08].

5.1.3 Tallies

A tally é um conceito utilizado no código MCNPX, que está associado ao tipo de informação (fluxos de partículas, energia depositada ao longo de um percurso, etc) que se pretende extrair da simulação efectuada e que aparece nos ficheiros de saída do programa para ser analisada, histogramada e visualizada. Os resultados dados no ficheiro de saída calculados pelo MCNPX são por partícula pelo que se torna necessário conhecer a actividade da fonte estudada para cada caso estudado.

Os tallies existentes no MCNPX para fótons utilizados nesta tese estão representados na tabela 5.1.

| Tally | Descrição | Grandeza calculada pelo MCNPX | Unidades |
|-------------|--|-----------------------------------|-----------------|
| F2:P | Fluxo numa superfície | $W/(\mu *A)$ | $1/\text{cm}^2$ |
| F6:P | Energia depositada ao longo de um percurso | $W*T_1*\sigma_T(E)*H(E)*\rho_a/m$ | MeV/g |

Tabela 5.1 – Tallies disponíveis no MCNPX para fótons

Onde, W é o peso da partícula, $|\mu|$ é o valor absoluto do coseno do ângulo entre a superfície normal e a trajectória da partícula (se $|\mu| < 0.1$, fica $|\mu| = 0.05$), A é a área de superfície (cm^2), T_1 é o tamanho da trajectória (cm), $\sigma_T(E)$ é a secção eficaz total microscópica (barns), $H(E)$ é a resposta térmica (MeV/colisão), ρ_a a densidade atómica e m a massa da célula.

Nesta tese além dos tallies F2 e F6, descritos de seguida, assim como mesh tallies, outra propriedade existente no MCNPX, que também se encontra descrita posteriormente. Os resultados dados no ficheiro de saída calculados pelo MCNPX, para o F6 e mesh tallies, são por partícula pelo que é necessário conhecer a actividade da fonte estudada para cada caso estudado para posterior multiplicação [Bri93].

5.1.3.1 Tally F6

O tally F6 foi utilizado para o cálculo da energia depositada média sobre uma dada célula., com unidades Mev/g. De seguida encontra-se a equação pela qual é possível determinar este tally

$$F6 = \frac{\rho_a}{\rho_g} \int_V \int_t \int_E H(E) \Phi(\vec{r}, E, t) dE dt \frac{dV}{V} \quad (5.2)$$

Onde, ρ_a é a densidade atómica (átomo/barn-cm), ρ_g é a densidade (g/cm³) e $H(E)$ a resposta térmica.

A resposta térmica é calculada, para os fotões, através da expressão:

$$H(E) = \sigma_T(E) H_{\text{médio}}(E), \quad (5.3)$$

onde o número térmico é

$$H_{\text{médio}}(E) = \sum_{i=1}^3 p_i(E) * (E - \bar{E}_{out}) \quad (5.4)$$

i=1 dispersão de Compton (incoerente)

i=2 produção de pares ($\bar{E}_{out} = 2m_0c^2$)

i=3 fotoeléctrico

Toda a energia transferida para os electrões é assumida como sendo depositada localmente [Bri93].

5.1.3.2 Tally F2

O tally F2 foi usado para calcular o fluxo médio sobre uma dada superfície. As unidades obtidas são partículas/cm². De seguida encontra-se a equação pela qual é possível determinar este tally

$$F2 = \int_A \int_t \int_E \Phi(\vec{r}, E, t) dE dt \frac{dA}{A} \quad (5.5)$$

Onde $\Phi(\vec{r}, E, t)$ é o fluxo e a gama de integração sobre a energia e o tempo é controlado pelas cards E e T [Bri93].

5.1.3.3 Mesh Tallies

Um mesh tally é um método de mostrar graficamente o mapeamento do fluxo de partículas, da dose, ou outras grandezas numa grelha rectangular, cilíndrica ou esférica sobreposta na geometria do sistema estudado. Foi usado o track-averaged mesh tally, com os comandos no ficheiro de entrada FLUX e DOSE. Com o FLUX foi possível obter mapas ao redor da instrumentação do fluxo por partícula (partículas/cm²/segundo). Sabendo a actividade da fonte, pode ser multiplicado para obter os valores de fluxo presentes. O comando DOSE juntamente com o uso de coeficientes que relacionam o equivalente de dose ambiente e o fluxo, $H^*(10)/\Phi$ (designados através da card MSHMF), e multiplicando pela actividade da fonte, permitiu obter o mapeamento do $H^*(10)$ em Sv/h ao redor da instrumentação estudada [Bri08].

5.1.4 Incerteza relativa estimada no MCNP

No ficheiro de saída obtido da simulação os resultados dos tallies são acompanhados por um segundo número, que é a incerteza relativa estimada definida como:

$$R = \left[\frac{1}{N} \left(\frac{\bar{x}^2}{\bar{x}^2} - 1 \right) \right]^{\frac{1}{2}} = \left[\frac{\sum_{i=1}^N x_i^2}{(\sum_{i=1}^N x_i)^2} - \frac{1}{N} \right]^{\frac{1}{2}} \quad (5.6)$$

Onde \bar{x}^2 é o quadrado do valor médio dos diversos valores x_i e \bar{x} é a média dos valores x_i ao quadrado.

Como é possível observar pela equação para diminuir a incerteza obtida para um tally, uma solução possível é aumentar o número de histórias simuladas, ou seja, aumentar N. O intervalo de confiança 1σ estimado irá então ser $\bar{x}(1 \pm R)$ para vários valores de R associados ao respectivo tally. Os valores obtidos por simulação nesta tese apresentam incertezas inferiores a 3% devido ao elevado número de partículas simuladas [Bri93].

5.2 Sabrina

O programa Sabrina foi desenvolvido originalmente no Laboratório Nacional de Los Alamos começando em 1983 [Van07].

O Sabrina é um programa interactivo de modelação e visualização da geometria tridimensional, usado principalmente como suporte para o MCNP. Produz imagens 3D e 2D da geometria MCNP, permitindo verificação visual do modelo. O Sabrina disponibiliza um algoritmo de rastreio de raios e um método de encontrar arestas estão disponíveis para visualização [Van06]. O utilizador pode interactivamente disparar um raio na figura; o Sabrina lista as células e superfícies ao longo da trajectória do raio [Van07]. Corpos de corte (“cutter bodies”) podem ser usados para visualização do interior de modelos. Os percursos espaciais das partículas Monte Carlo, calculadas pelo MCNPX, podem ser verificados [Van06], assim como as diversas interacções que sofrem.

5.3 Monitores de radiação utilizados

5.3.1 Victoreen 451P-DE-SI

O modelo 451P trata-se de uma câmara de iões para medição de radiação gama e de raios-x acima de 25 keV, e radiação beta acima de 1 MeV. O detector utilizado trata-se de uma câmara de ionização com um volume de ar de 230 cm³, pressurizado para 6 atm. [Vic05] Na região de ionização o número de iões primários de cada sinal detectado é proporcional à energia depositada ao longo da trajectória das partículas carregadas no volume do detector [IAE05]. Na aquisição de resultados foram usadas as unidades $\mu\text{Sv/h}$ para a grandeza $H^*(10)$ no monitor.

Este equipamento pertence ao ITN e na data das medições apresentava um erro intrínseco relativo de 16%. O erro intrínseco relativo é calculado através da fórmula $[(V_m - V_v)/V_v] \times 100$, onde V_m é a média dos valores medidos e V_v o Valor Convencional Verdadeiro. O monitor encontra-se ilustrado na figura 5.1.



Figura 5.1 – Monitor de radiação Victoreen 451P-DE-SI [Vic05].

5.3.2 Modelo Victoreen 190N

Medidores de área de neutrões operam na região proporcional, onde existe uma amplificação do sinal de iões primários devido a ionizações por colisões entre iões e moléculas de gás, de maneira a que o fundo de fótons pode ser facilmente discriminado.

O modelo 190 N trata-se de um medidor portátil de neutrões que faz uso de gás BF₃. Quando um neutrão térmico interage com um núcleo de ¹⁰B causa uma reacção (n, α), e as partículas α resultantes podem facilmente ser detectadas pelas suas interacções ionizantes [IAE05].

O monitor deste modelo mostra uma leitura directa com uma escala analógica dentro de uma gama definida automaticamente ou mostra a taxa presente. Na aquisição de resultados foram usadas as unidades $\mu\text{Sv/h}$ para a grandeza $H^*(10)$ no monitor. [Por05]

Este monitor pertence ao ITN e apresentava um erro intrínseco relativo de 1% na data das medições.

O monitor encontra-se ilustrado na figura 5.2.



Figura 5.2 – Monitor de radiação Victoreen 190N [Por05].

5.3.3 Babyline 31 A

O Babyline 31 A é um medidor de taxa de dose com resposta linear: permite a medida de taxa de dose absorvida para uma irradiação de fótons de energia entre 10 keV e 10 MeV e, ocasionalmente, de electrões, nas condições de que os caminhos destes e a geometria da fonte sejam compatíveis com as dimensões da câmara; as medidas são possíveis entre alguns $\mu\text{Gy/h}$ até 1 Gy/h. Permite a medida da dose absorvida para cima de 10 mGy dentro de uma gama única.

O detector é uma câmara de ionização com uma parede fina de 7 mg/cm^2 constituída por um material leve com um volume de 515 cm^3 cheia de ar à pressão atmosférica e colocada por baixo de um envelope de 300 mg/cm^2 de espessura de um material equivalente aos tecidos moles do organismo [Bab].

O Babyline utilizado pertence ao ITN e na data dos dados obtidos com este aparelho continha um erro intrínseco relativo de 7%, tendo em conta as condições das medições.

O Babyline 31 A encontra-se esquematizado na figura 5.3.



Figura 5.3 – Monitor de radiação Babyline 31 A.

6. Apresentação e discussão de resultados

6.1 Sonda de medição da compactação de solos

Foi efectuado o estudo do campo de radiação em redor de uma sonda de medição de compactação de solos.

Para este equipamento é possível indicar algumas más práticas. O trabalho desenvolvido procura caracterizar algumas dessas más práticas fazendo uma avaliação da dose. Um exemplo de má prática é na lavagem do varão de aço (onde se encontra a fonte) com pequenos pincéis expondo assim as mãos a débitos de dose consideráveis, ou mesmo no transporte da sonda agarrando os tubos de aço com a mão ou levando-a ao colo, ou seja, considera-se má prática qualquer proximidade grande à fonte desnecessária com as mãos.

Como tal justifica-se o estudo de duas situações distintas para este equipamento. A primeira é quando a sonda se encontra com o varão de aço fora da sonda, estando assim com a fonte de ^{137}Cs fora da blindagem no ar e a segunda quando a sonda tem a fonte de ^{137}Cs imersa no solo, ou seja, na posição de recolha de dados utilizada pelos trabalhadores.

No estudo da sonda de compactação de solos vai ser apenas considerada a fonte de ^{137}Cs visto que os dados experimentais obtidos para a fonte de $^{241}\text{Am-Be}$ tiveram valores muito menores relativamente aos obtidos para a fonte de ^{137}Cs e não ser possível realizar a simulação com as duas fontes já que é desconhecida a blindagem do $^{241}\text{Am-Be}$.

Foi considerado para o ^{137}Cs a emissão de 0,94 fotões por desintegração, com uma energia média de 662 keV.

6.1.1 Sonda com a fonte no ar

Foram medidos experimentalmente os valores de $H^*(10)$ a várias distâncias com a fonte de ^{137}Cs fora da sua blindagem no ar. A geometria utilizada no MCNP encontra-se esquematizada na figura 6.1, onde se considerou apenas o varão de aço da fonte já que a sonda propriamente dita não iria ter grande influência nos resultados neste caso. Na figura 6.1 (obtida com o Sabrina) pode-se observar a fonte dentro do varão de aço.

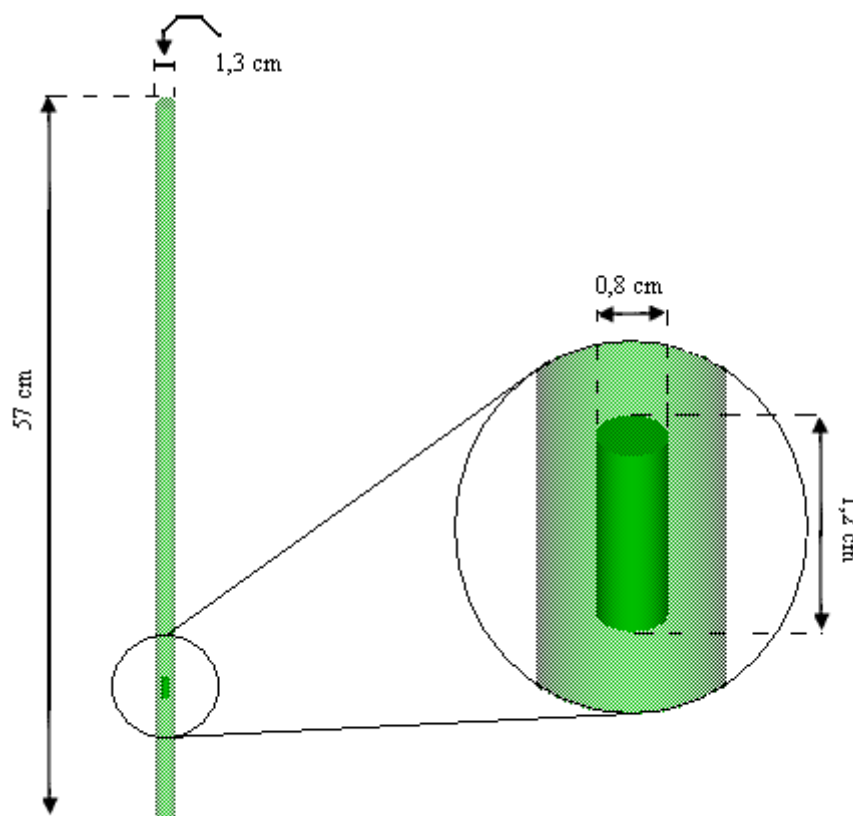


Figura 6.1 – Geometria do varão da sonda com a fonte no ar

Apresentam-se de seguida os diversos valores de $H^*(10)$ obtidos experimentalmente, com um monitor de radiação Victoreen 451P-DE-SI, medidos no ar a diferentes distâncias da fonte de ^{137}Cs , na posição esquematizada na figura 6.2, perpendicularmente ao varão, na posição considerada na figura assim como os valores obtidos por simulação no MCNP, usando o tally F2 com coeficientes apropriados. Com efeito transformou-se o valor de Φ em $H^*(10)$. Para isso multiplicou-se os valores obtidos com o tally F2 pela actividade (em Bq), pelo número de fótons emitidos por desintegração do ^{137}Cs e pelos respectivos coeficientes $H^*(10)/\Phi$.

As incertezas de simulação são inferiores a 0,02%. As incertezas padrão (desvio-padrão da média) para os valores experimentais foram calculadas através de vários valores medidos experimentalmente para cada distância. Foi utilizado o tally F2 com coeficientes apropriados para ser possível a sua comparação com os valores experimentais.

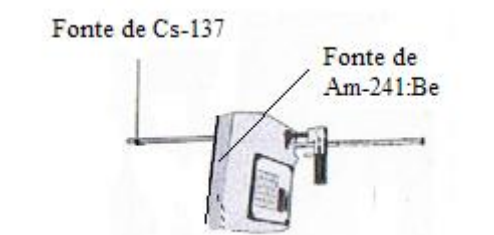


Figura 6.2 – Posição da fonte de Cs-137 para os dados experimentais

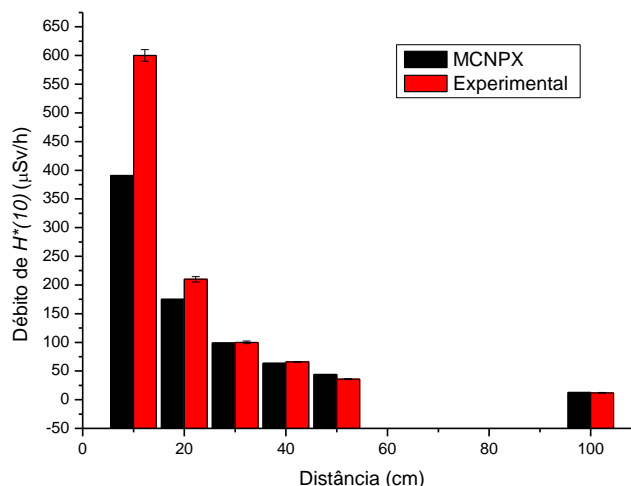


Figura 6.3 - Valores de $H^*(10)$ obtidos para a sonda no ar

Os valores obtidos estão representados na figura 6.3. Na figura 6.4 estão representados esses valores assim como as funções que melhor se ajustam aos valores.

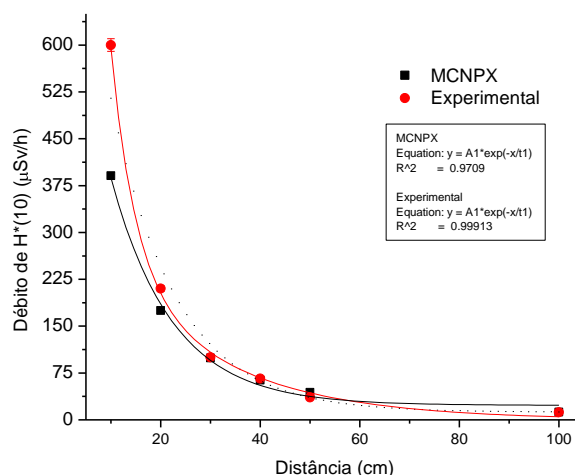


Figura 6.4 – Comparação entre valores experimentais e simulados para a sonda no ar

Analisando os dados verifica-se que há um bom acordo para distâncias iguais ou superiores a 20 cm e que para distâncias inferiores os valores experimentais são superiores aos valores da simulação. Esta discordância pode ser justificada pelo facto de na simulação não se ter tomado em conta os fotões de 60 keV que são emitidos pela fonte de $^{241}\text{Am-Be}$. Não foi realizada a simulação com ambas as fontes devido ao desconhecimento da blindagem presente na sonda para a fonte de $^{241}\text{Am-Be}$.

Com o objectivo de ter uma visualização mais pormenorizada dos débitos de $H^*(10)$ presentes neste caso foram construídos mapas de distribuição de débito de $H^*(10)$ e de fluxo em volta da fonte. Na figura 6.5 encontra-se uma representação malha considerado para as distribuições esquematizadas na figura 6.6.

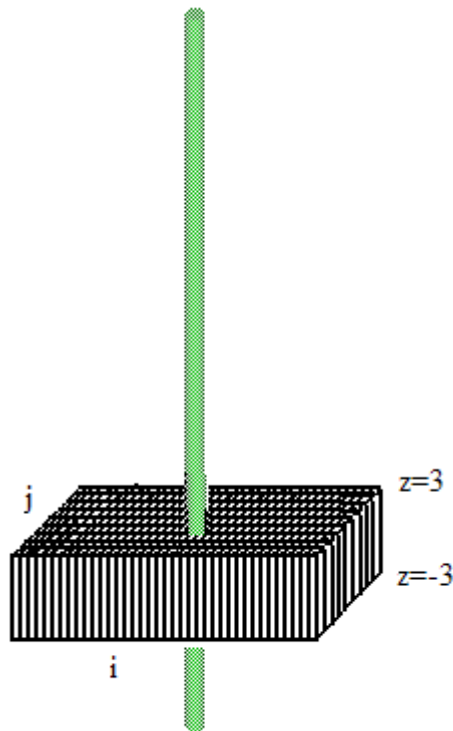


Figura 6.5 – Esquema do espaço considerado para o mapeamento

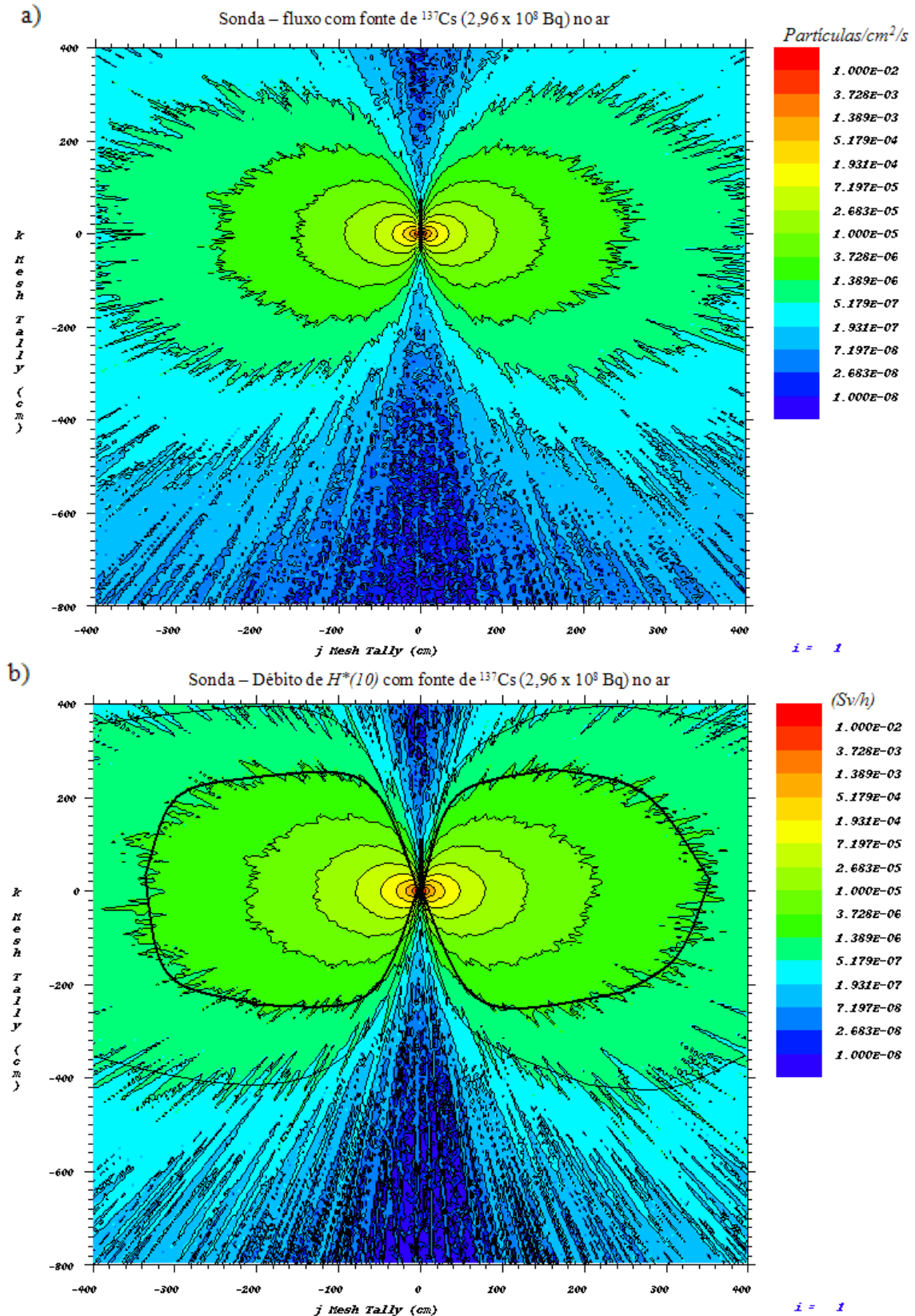


Figura 6.6 – Mapeamento para a sonda no ar do a) fluxo; b) débito de $H^*(10)$.

Analisando os mapas obtidos, estes mostram que a distribuição quer do fluxo quer do $H^*(10)$ se afasta de uma distribuição esférica. Isto deve-se ao facto da fonte estar inserida no varão de aço o que leva a uma atenuação significativa dos fotões no próprio varão.

Os fótons que são emitidos perpendicularmente às paredes cilíndricas do varão originam as zonas mais elevadas de fluxo e $H^*(10)$. Esses valores diminuem à medida que a distância à fonte aumenta, como seria de esperar.

Os trabalhadores que utilizam este tipo de equipamento podem ser membros do público, pelo que considerando o limite de débito de dose anual de 1 mSv para membros do público e considerando 2000 horas de trabalho por ano, obtemos um limite de 0,5 μ Sv/h para os utilizadores da sonda. Nos mapas está assinalado o limite considerado a traço fino.

Foi considerada também a possibilidade de existência de uma zona controlada, do qual o seu limite de dose não poderá ser inferior a 6 mSv/h. Realizando o mesmo raciocínio que para os membros do público é obtido o limite de 3 μ Sv/h para a zona controlada. Este limite encontra-se representado a traço grosso no mapeamento de dose.

A análise destas imagens enfatiza a importância do cuidado necessário ao agarrar com as mãos o tubo onde se encontra a fonte ou simplesmente o cenário de deixar o tubo de aço fora da sonda, o que implica que a fonte não esteja na blindagem da sonda.

De salientar que estes valores foram obtidos com a actividade da fonte na data das medições. Se a actividade fosse modificada por um factor os valores dos mapas seriam afectados também por esse factor.

De modo a visualizar a distribuição dos fótons no espaço (ar) à volta do varão onde está inserida a fonte recorreu-se ao programa Sabrina. A figura 6.7 mostra segmentos de recta que correspondem a percursos de fótons. O varão está representado por um traço vertical a verde. As fronteiras do sistema foram definidas por uma esfera de 110 cm de raio. As energias estão em MeV.

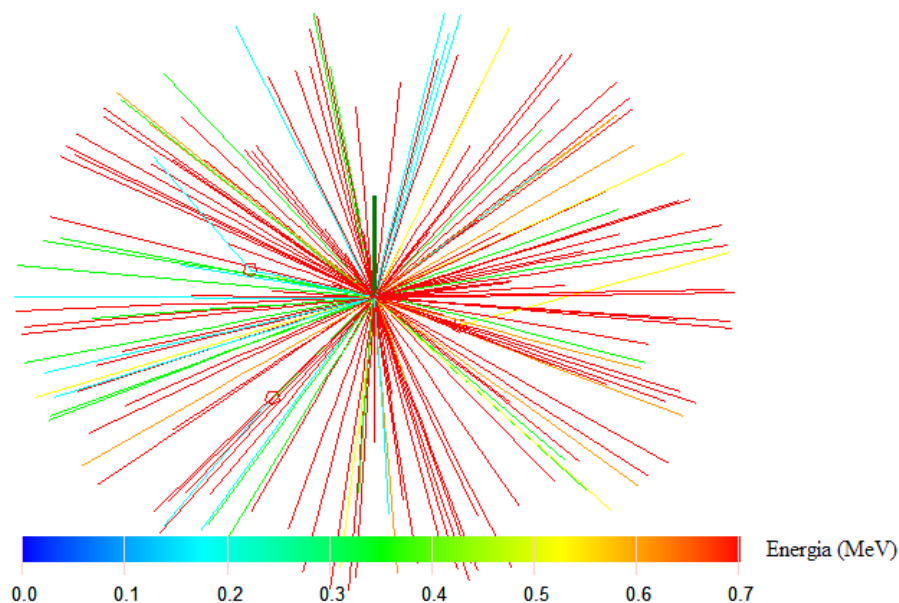


Figura 6.7 – Ilustração dos fótons com o Sabrina para a sonda no ar.

É visível a distribuição energética dos fótons devido a interacções que ocorrem ainda dentro do varão e na própria fonte. Ainda dentro do varão ocorrem diversas dispersões de Compton e alguns fótons sofrem efeito fotoeléctrico. Devido à reduzida densidade do ar o número de interacções é extremamente reduzido. São visíveis alguns pontos onde ocorreu dispersão de Compton (mudança de direcção e energia de fótons dos fótons incidentes), representados na figura com círculos vermelhos. No ar, apenas se verifica esta interacção

devido a esta interacção ser predominante para fótons com energias entre 10 keV e 660 keV e o meio ser de Z baixo.

Esta imagem não representa uma secção mas sim todo o sistema, pelo que pode parecer que algumas partículas desaparecem sem razão aparente com segmentos de recta menores que outras. Isto deve-se ao facto de se tratar de uma imagem 3D e algumas partículas estarem na direcção para “fora” ou “dentro” da imagem.

6.1.2 Sonda com fonte imersa no solo

À semelhança do cenário com a sonda no ar foram medidos experimentalmente à superfície do solo os débitos de dose ($H^*(10)$) a várias distâncias da sonda mas desta vez com a fonte de ^{137}Cs imersa no solo, a diversas profundidades. Na figura 6.8 encontra-se a geometria utilizada em MCNP (obtida no Sabrina). O solo está representado a cinzento e a sonda a verde. As características estimadas do solo, assim como a sua densidade, encontram-se no anexo II.

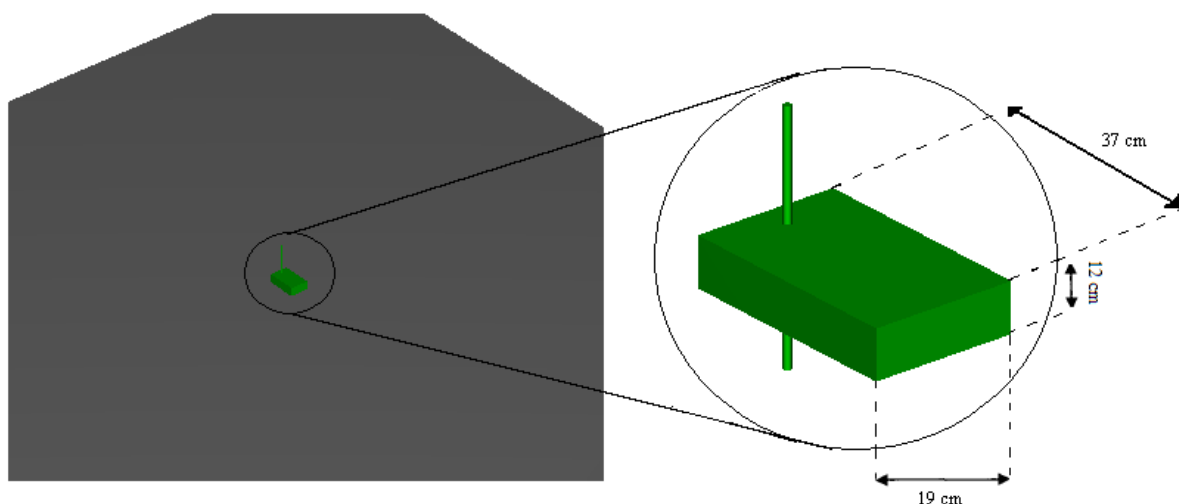


Figura 6.8 – Geometria usada para a sonda com a fonte imersa no solo

Para cada profundidade foram registados valores do débito de dose ao nível do solo em diversas direcções como pode ser visto na figura 6.9. Esta é a situação mais comum e importante no que diz respeito à operação com este equipamento.

Na figura 6.9 encontram-se os diversos detectores considerados na simulação nos locais para os quais se obtiveram valores experimentais. Vão considerar-se apenas os detectores nos lados da sonda visto que são os únicos que se podem considerar à mesma distância da sonda.

São apresentados na figura 6.10 os diversos valores obtidos experimentalmente com um monitor de radiação Victoreen 451P-DE-SI e por simulação. As simulações forem realizadas com número de partículas suficiente para ter uma incerteza muito reduzida. As incertezas dos valores experimentais foram calculadas de maneira semelhante ao anterior. A metodologia foi a mesma que a usada no caso anterior. As distâncias começam a 11,5 cm da fonte visto ser essa a distância entre a fonte e o lado da sonda, pelo que distâncias menores à fonte são inacessíveis. Corresponde à distância da fonte ao lado da sonda (9,5 cm) mais o raio da esfera considerada como detector na simulação (2 cm).

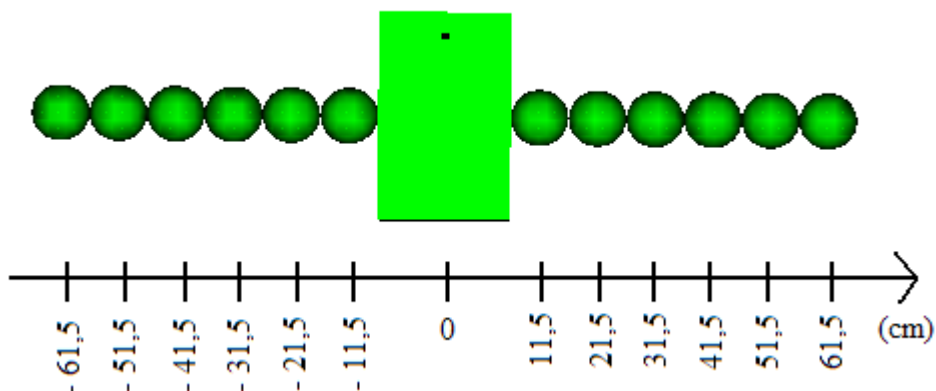


Figura 6.9 – Localização dos pontos onde foram efectuadas as medições e que foram considerados na simulação.

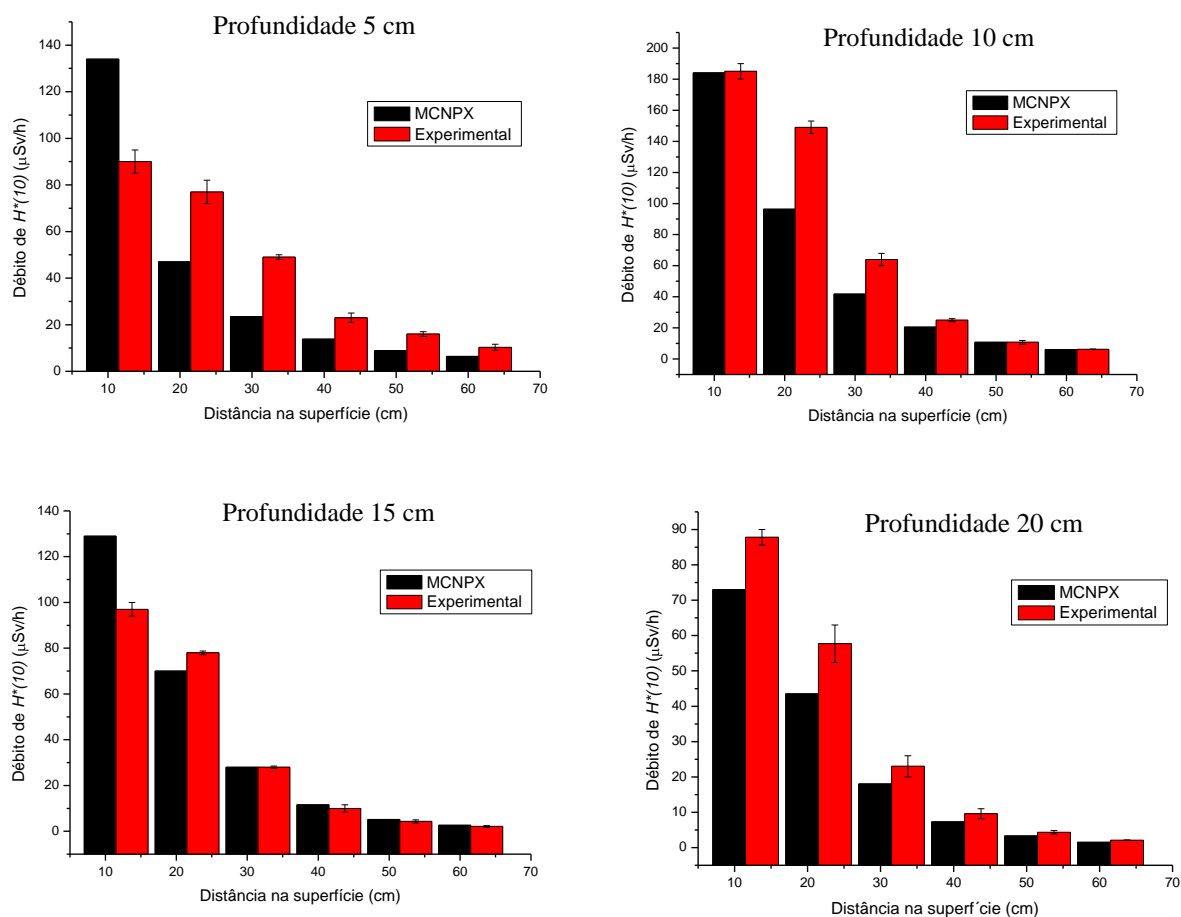


Figura 6.10 - Valores de $H^*(10)$ obtidos para a sonda com fonte imersa no solo a a) 5cm; b) 10 cm; c) 15 cm; d) 20 cm de profundidade

Com estes resultados é possível então comparar as diferenças entre os dados obtidos experimentalmente e por simulação assim como os diferentes débitos de dose encontrados

quando a fonte está a diversas profundidades. Para tal foram feitos os gráficos presentes na figura 6.11.

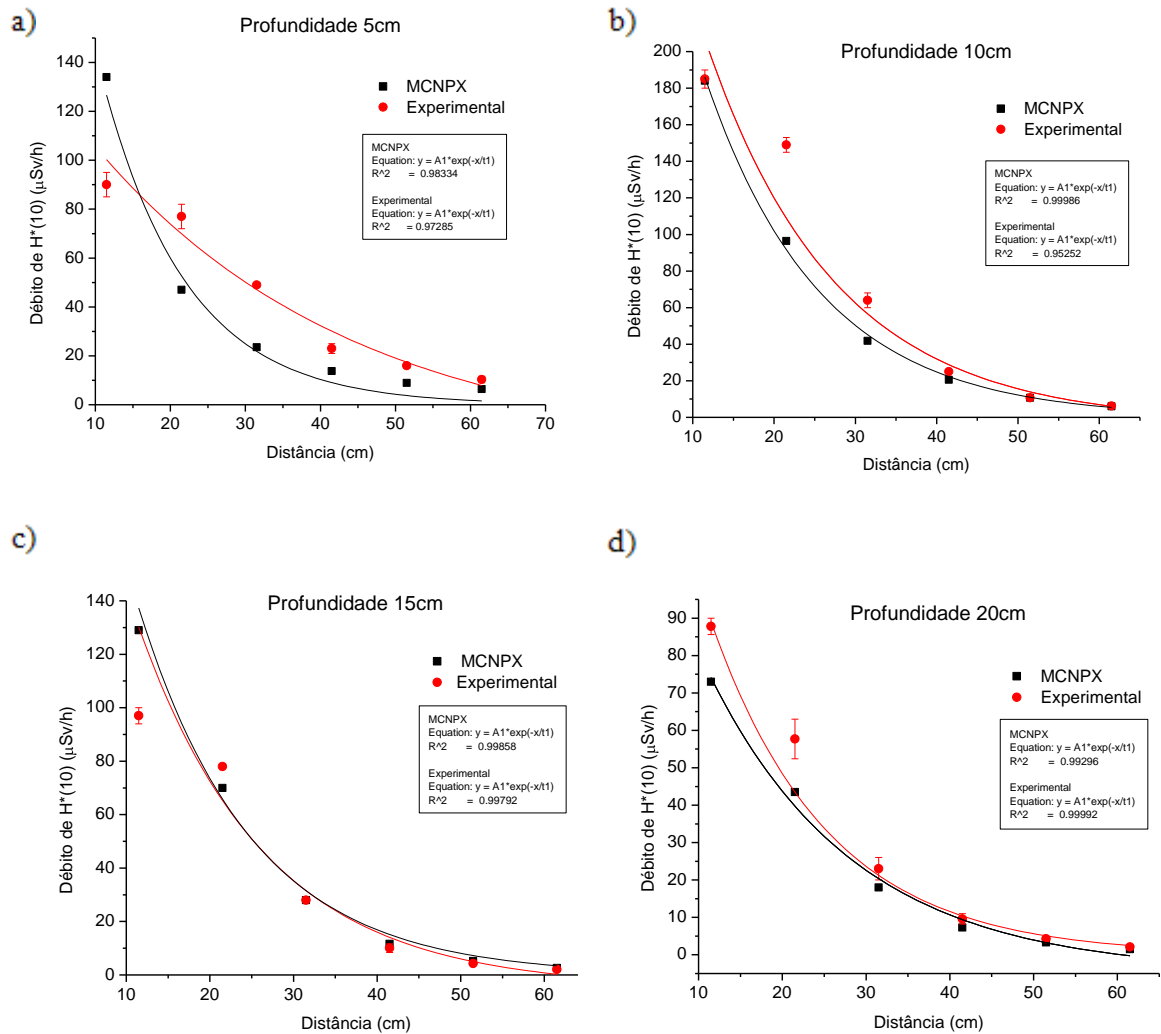


Figura 6.11 - Comparação entre valores experimentais e simulados para a sonda com fonte imersa no solo a a) 5 cm; b) 10cm; c) 15 cm; d) 20 cm de profundidade.

No gráfico 6.11a) observa-se uma maior diferença entre os valores experimentais e simulados para qualquer uma das distâncias consideradas, enquanto para os restantes as diferenças são bastante mais pequenas. Isto justifica-se com a heterogeneidade do solo que não foi considerada na simulação. De notar que enquanto o solo experimental (real) irá ser mais compacto numas zonas e menos em outras o solo simulado é homogéneo. Quanto menor a profundidade mais os resultados serão afectados por esta diferença.

Na figura 6.12 é possível comparar as diferenças entre os dados obtidos (por simulação) para diversas profundidades.

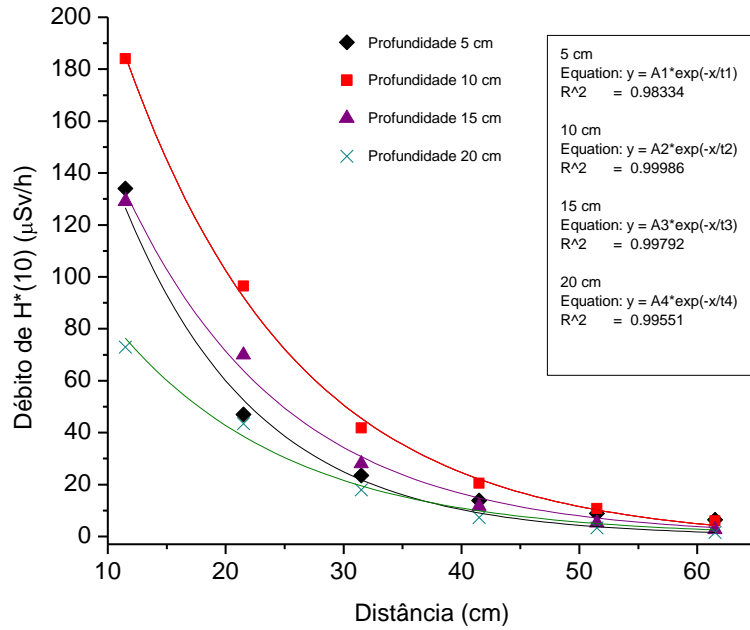


Figura 6.12 – Valores da simulação obtidos para a sonda com fonte imersa no solo a várias profundidades

Comparando os gráficos obtidos na figura consegue-se identificar as diferenças entre as diferentes profundidades. Encontra-se maiores débitos de dose para uma profundidade de 10 cm até uma certa distância da fonte.

A curva referente aos 5 cm de profundidade começa com menores débitos de dose do que a referente aos 10 cm e 15 cm mas conforme se aumenta a distância na superfície é visível um aumento de débito de dose para os 5 cm em relação às outras curvas.

Considerando uma distância de 11,5 cm foi feito o gráfico da figura 6.13 que representa o débito de $H^*(10)$ para as diversas profundidades.

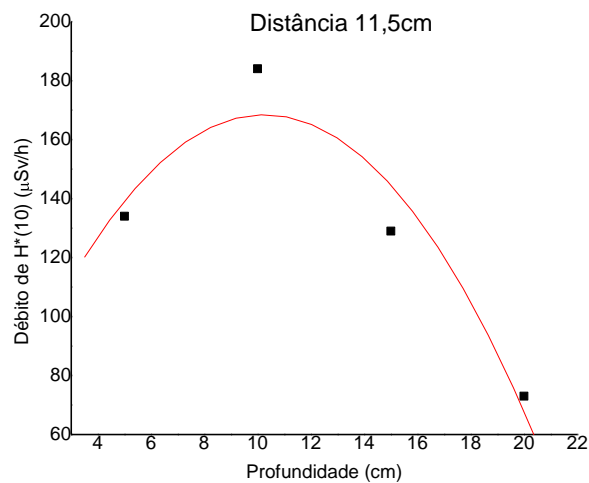


Figura 6.13 - Débito de $H^*(10)$ para diversas profundidades a uma distância de 11,5 cm da fonte

Neste gráfico é evidente o maior valor de débito de dose, para a distância considerada de 11,5 cm da fonte, numa profundidade de 10 cm. Isto pode justificar-se com a ajuda do mapeamento obtido com a sonda no ar, na figura, onde é visível que a radiação é emitida pelos lados do varão de aço. Aos 5 cm sofre poucas dispersões e a radiação directa é fortemente atenuada pela própria sonda. Aos 10 cm a radiação vai sofrer mais dispersões pelo solo, sem haver muita atenuação, o que justifica o pico obtido para esta profundidade. A partir dos 10 cm já existe uma maior atenuação por parte do solo, o que leva a que sejam identificados menores valores de débito de dose.

De seguida são apresentadas na figura 6.14 as diferentes curvas de isodose obtidas com os valores experimentais através do programa Surfer [BreSu]. Este programa usa o método de Kriging para fazer a interpolação de valores.

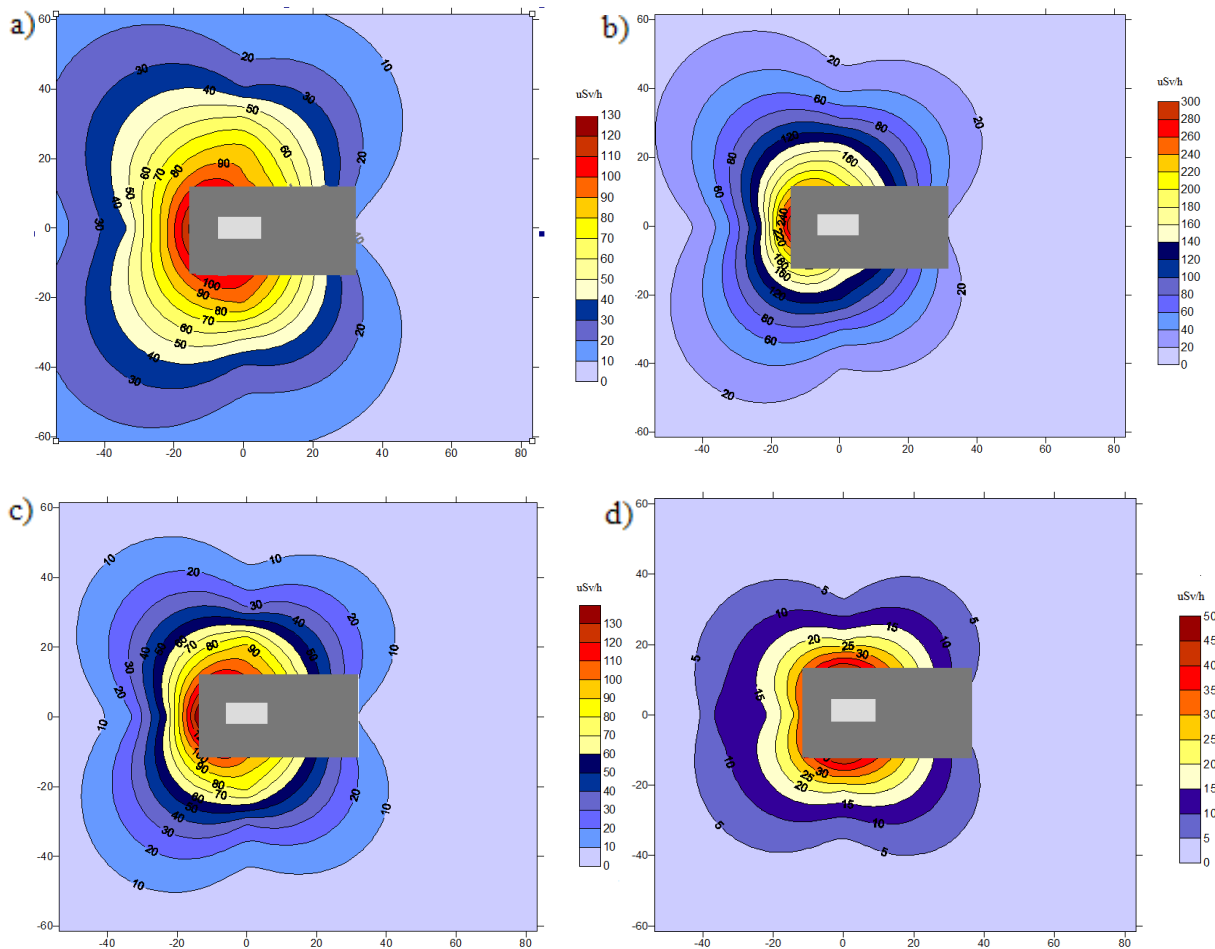


Figura 6.14 – Curvas de isodose obtidas com os dados experimentais ($H^*(10)$) através do Surfer para a) 5 cm; b) 10cm c) 15 cm; d) 20 cm de profundidade.

As curvas de isodose obtidas através dos dados experimentais afastam-se da geometria circular apresentam concavidades cada vez mais acentuadas com o aumento da distância à sonda. Isto deve-se à diferente composição do solo e à sua não homogeneidade (ou seja terá zonas em que será mais compactado e outras menos compactado), assim como um efeito da caixa que constitui o instrumento. Para distâncias à fonte menores que aproximadamente 30 cm os débitos de dose maiores vão ser relativos à posição da fonte a 10 cm imersa. A distâncias superiores a este valor os maiores débitos de dose são observados para uma profundidade de 5 cm. Nestas imagens é bem visível o valor mais elevado da dose nos lados

da sonda e menor no lado correspondente mais afastado da fonte. Uma recomendação fácil de verificar, quando a sonda se encontra em uso com base nestas curvas de isodose, seria a de o trabalhador, quando em proximidade da fonte, se encontrar sempre do lado oposto da fonte.

Na figura 6.15 encontra-se a distribuição de dose à superfície em redor da sonda para situações de trabalho com a fonte imersa a 5 cm e 10 cm respectivamente, onde será possível definir zonas controladas, já que, na virtude das condições de trabalho existentes, seja possível verificar-se valores de dose superiores a 3 $\mu\text{Sv/h}$ (6mSv/ano). Foi representada no mapeamento de dose a fronteira da zona controlada recomendada tendo em conta os limites já referenciados com linhas pretas grossas.

É possível também a identificação de uma zona vigiada a partir de valores de dose de 1 $\mu\text{Sv/h}$ (2mSv/ano). A zona vigiada encontra-se representada com linhas grossas (menos grossas que para a zona controlada), que englobam também a zona controlada. Além disto foi representada a fronteira para o público recomendada com linhas pretas finas.

Os mapas de distribuição de dose para as restantes profundidades, assim como os de fluxo encontram-se no anexo.

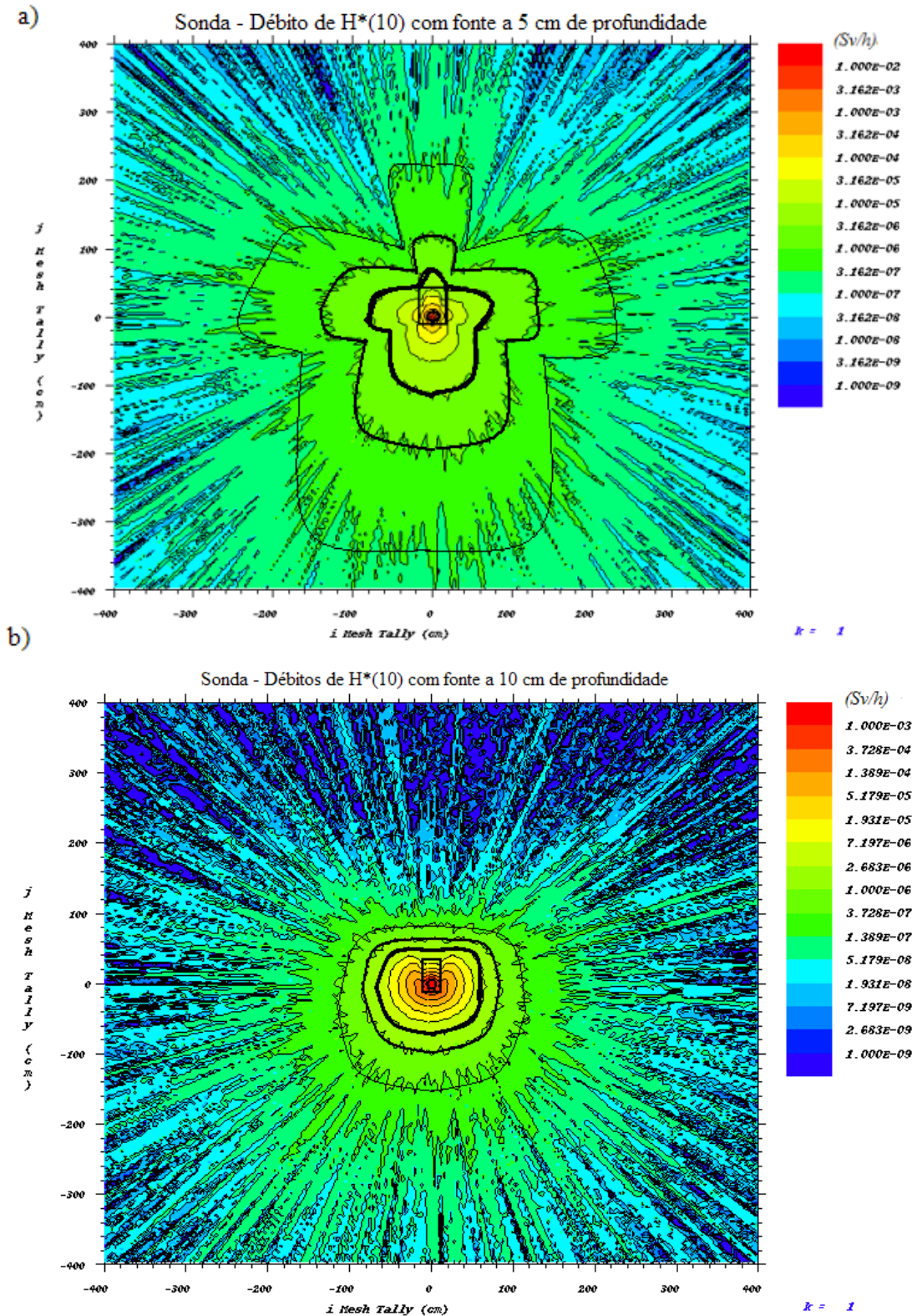


Figura 6.15 – Mapeamento do débito de dose para a sonda com a fonte imersa no solo a) 5 cm; b) 10 cm.

Numa primeira observação das distribuições presentes é possível distinguir uma grande diferença do mapeamento de dose para uma profundidade de 5 cm em relação às outras profundidades. A referência é a extremidade do varão que contém a fonte. Isto é a fonte não se encontra exactamente na extremidade do tubo de aço, mas sim a poucos centímetros da extremidade, ou seja, para o cenário em que se encontra a 5 cm inserida no solo, a fonte

encontra-se parcialmente blindada pelo próprio varão e pelo material da sonda, o que não acontece para as outras profundidades. Isto vai levar a um mapeamento distinto para o caso de 5 cm.

Para todos os mapeamentos foi observável a diminuição de débito de dose com o aumento da distância assim como a diminuição de fluxo. Em todos os casos verifica-se maiores valores de débitos de dose num dos lados da sonda, pois a fonte encontra-se mais próxima desse lado e logo menos blindada. No caso dos 5 cm de profundidade os débitos de dose prolongam-se mais com a distância já que não irá existir tanta atenuação da radiação no solo.

Na figura 6.16 é apresentada a representação gráfica da sonda obtida pelo Sabrina quando é usada para fazer a medição de compactação de solos. Encontram-se ilustrados os fótons com as diferentes energias observadas assim como os processos físicos predominantes presentes. As energias encontram-se com as unidades MeV.

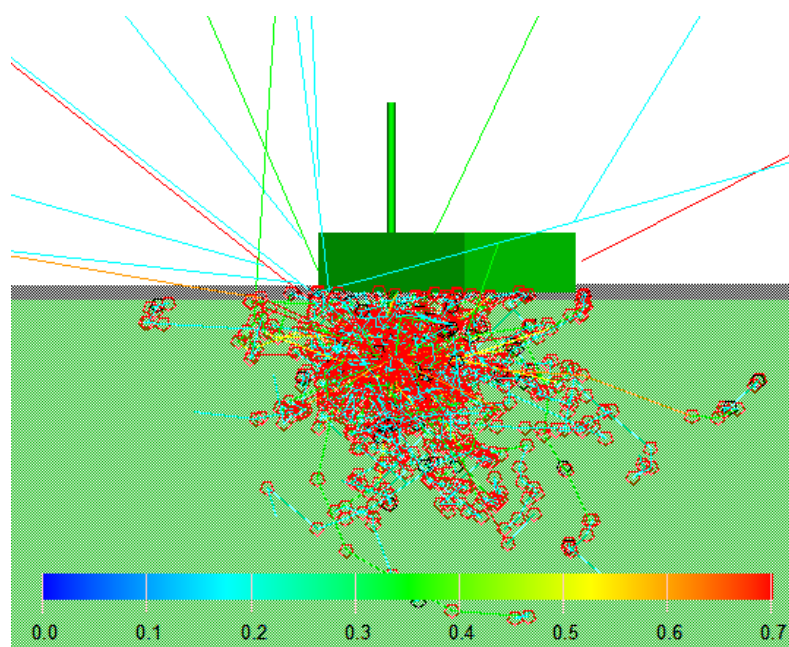


Figura 6.16 – Ilustração dos raios com o Sabrina para a sonda com a fonte imersa no solo.

Analisando a imagem obtida pelo Sabrina conseguimos identificar energias entre os 100 keV e os 700 keV, à semelhança do que se passa com a sonda no ar. Dos fótons que saem do solo a grande maioria possui energias entre 150 keV e 250 keV. Também são observados fótons com energias entre 650 keV e 700 keV, assim como entre 350 keV e 450 keV. Os processos de interação observados são a dispersão de Compton, representada por círculos vermelhos, e o efeito fotoelétrico, representado por círculos pretos. A dispersão de Compton é a interação predominante, o que seria de esperar tendo em conta a energia dos fótons encontrados.

6.2 Indicador de nível

Foram estudados os campos de radiação que envolvem três indicadores de nível instalados na Cimpor. O primeiro a ser apresentado encontra-se presente num ciclone, um segundo encontra-se num britador de clínquer⁽¹⁾ e o terceiro na caída de clínquer.

O ciclone é onde ocorre a fase de pré-aquecimento dos vários materiais do clínquer, para formação do mesmo através de transformações térmicas. É devido a estas altas temperaturas que são usados materiais refractários na sua estrutura.

O britador é onde os materiais necessários para obter o clínquer são, após extracção, reduzidos de tamanho a uma granulometria adequada.

A caída é onde cai o clínquer após a sua formação e resfriamento.

A fonte utilizada em todos os indicadores de nível estudados é o ^{60}Co . As energias consideradas para o ^{60}Co encontram-se no anexo IV. Foi utilizado o tally F6 para obter os resultados por simulação para comparação com os resultados experimentais.

O acesso à zona onde o indicador de nível se encontra instalado é feito por um pequeno elevador.

6.2.1 Indicador de nível – Ciclone

Como se encontra ilustrado na figura 4.5, dentro do contentor de protecção da fonte existe um colimador direccionado na direcção que tem interesse ser irradiada com uma blindagem de chumbo, representada a vermelho na figura 6.17.

O ciclone em estudo é uma estrutura com a forma de um cone cujas paredes têm 10 mm de aço e 258 mm de tijolo refractário de espessura.

A actividade da fonte de ^{60}Co é de $2,05 \times 10^9$ Bq (55,5 mCi), actualmente. A geometria utilizada para simular este caso encontra-se ilustrada na figura 6.17. O material ao redor do ciclone e do contentor de protecção é ar (não ilustrado na figura).

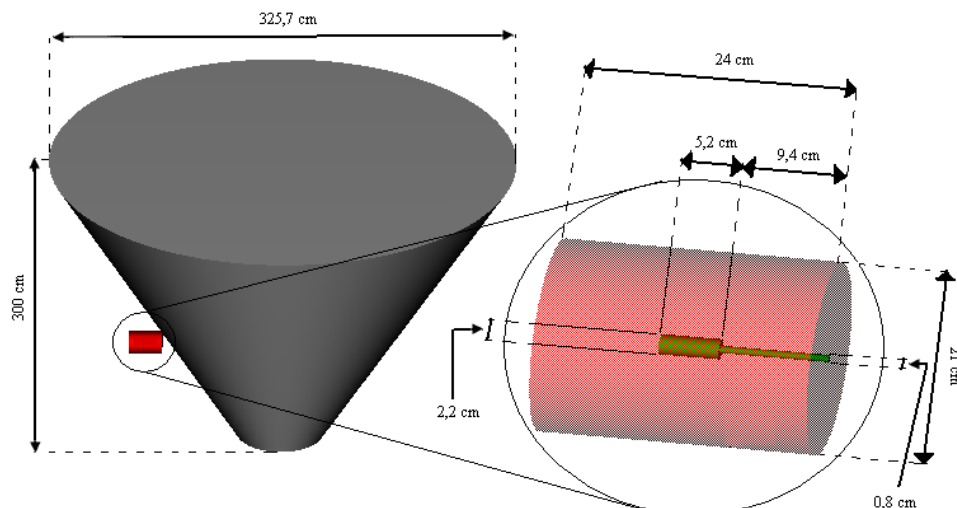


Figura 6.17 – Geometria usada para o indicador de nível usado no Ciclone

(1) O clínquer é um dos principais constituintes do cimento (cerca de 96%).

As posições enumeradas na figura 6.19 estão ilustradas na figura 6.18. A posição 1 é referente a 1 metro do contentor, a posição 2 é ao contacto com o contentor, a posição 3 é ao contacto com a parede do Ciclone no lado oposto do contentor e a posição 4 é a 1 metro da parede do Ciclone do lado oposto do contentor. Considerou-se para o ciclone 1,70 m de diâmetro ao nível da fonte.

Na figura 6.19 encontram-se os valores experimentais medidos com o Babyline e os valores obtidos por simulação utilizando a geometria já descrita anteriormente. Os valores obtidos são de dose absorvida visto que apenas se quer comparar os resultados, para validar os dados de simulação.

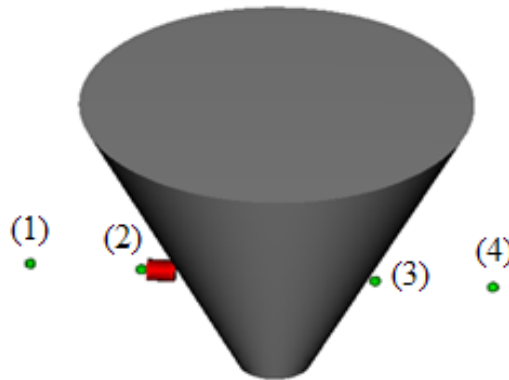


Figura 6.18 – Ilustração dos detectores usados na simulação para o indicador de nível usado no Ciclone

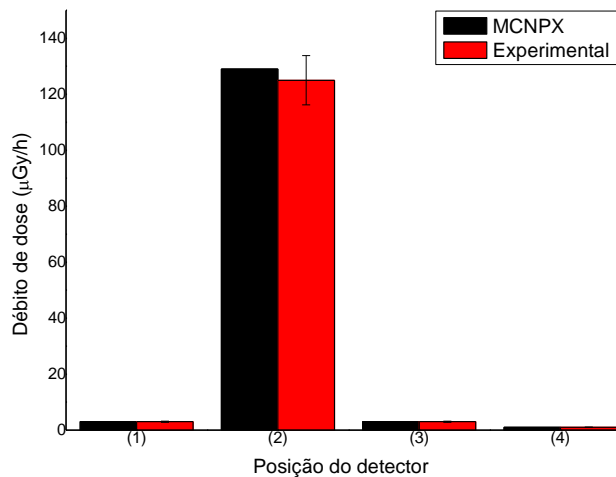


Figura 6.19 – Valores de dose obtidos para o Ciclone

Os resultados revelam um bom acordo. As incertezas para os valores experimentais reflectem apenas o erro intrínseco do aparelho de medição enquanto as incertezas para os valores simulados são inferiores a 3%. De salientar que as medidas nos pontos 1 e 3 são iguais. Enquanto no ponto 3 a radiação detectada sofreu poucas interacções ao interagir com o material do Ciclone, no ponto 1 a radiação detectada é a que foi dispersa pelo Ciclone e a que escapa do próprio contentor de protecção.

De seguida encontram-se ilustrados na figura 6.20 o fluxo e o débito de dose em redor do indicador de nível estudado para o ciclone. Estes encontram-se num plano paralelo ao chão, ao nível da fonte, entre $z=-3$ e $z=3$.

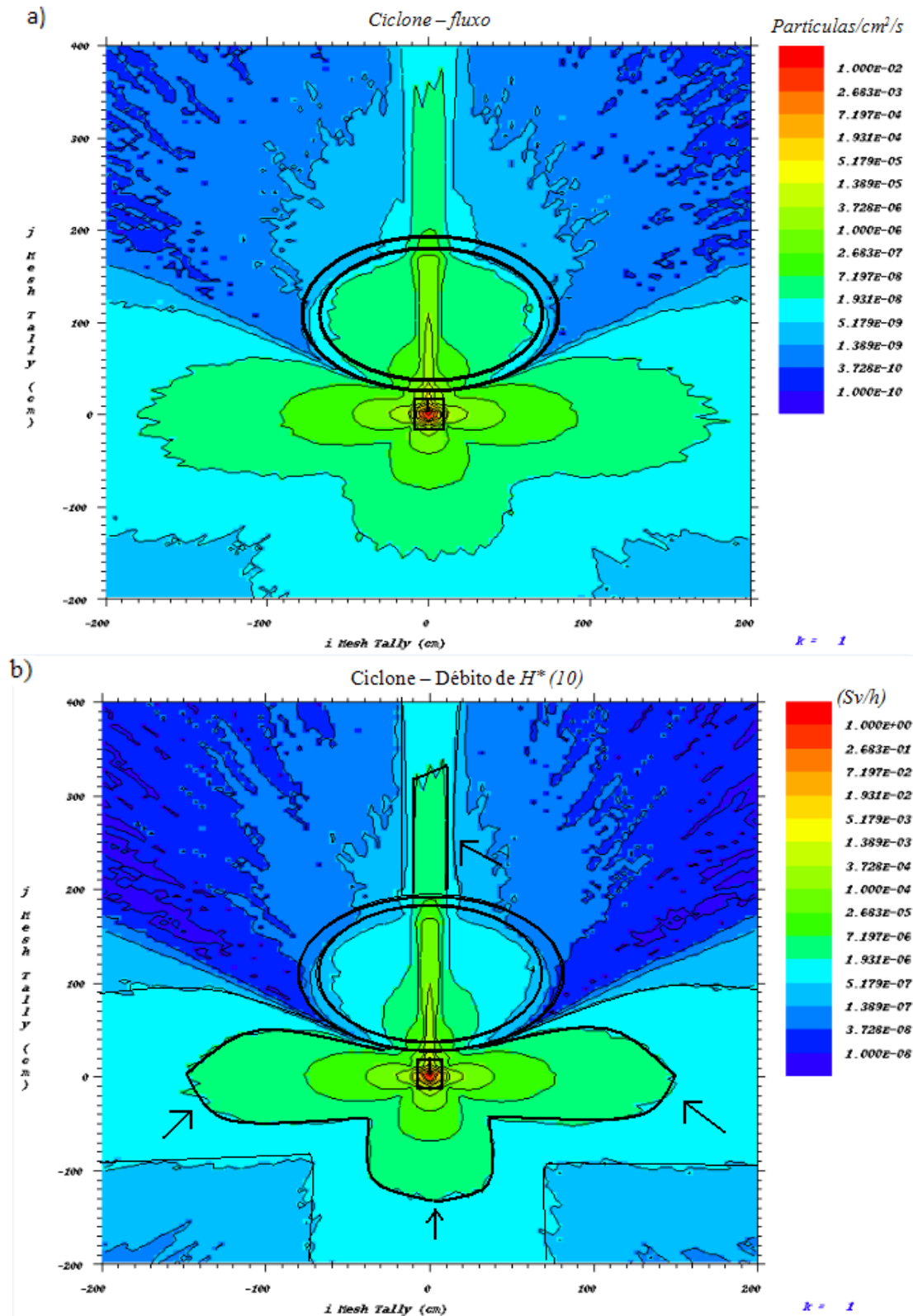


Figura 6.20 – Mapeamento do a) fluxo; b) débito de $H^*(10)$ para o indicador de nível utilizado no ciclone.

Os círculos representados nos mapas representam o ciclone, e não apresentam uma forma de círculo perfeito devido à diferença de intervalo considerada para os eixos “i” e “j”. O contentor de protecção está representado por um rectângulo (embora aparente um quadrado) com um segmento de recta dentro dele que simboliza o colimador.

Nestes mapas obtidos com o MCNP é bem visível o efeito do colimador que direcciona maiores débitos de dose na direcção do ciclone e do detector no lado oposto ao do colimador. De notar que, como visível na figura 6.17 o colimador é muito pequeno pelo que os débitos de dose, ao contacto, de lado e atrás do contentor vão ser semelhantes á frente do contentor.

Facilmente se constata que uma boa prática por parte dos trabalhadores que circulam na zona de menor dose, será procurar estar nas zonas representadas a azul no mapa e evitar a zona atingida pelo colimador, visto que ao comparar os débitos de dose verifica-se uma diferença de duas ordens de grandeza (de 1 μSv para 0,01 μSv).

É possível observar que ao redor do contentor de protecção vão existir débitos de dose na ordem dos 0,1 mSv/h ao contacto com o contentor. Nesta situação seria aconselhável o estabelecimento de zona controlada até aproximadamente 1,5 metros da fonte, visto ser a partir desta distância que se encontram débitos de dose menores que 3 $\mu\text{Sv/h}$, o valor aconselhado para a fronteira de uma zona controlada, como já dito anteriormente. No mapa encontra-se definida a zona controlada recomendada com traço grosso e a zona vigiada recomendada a traço fino. O limite para o público encontra-se coincidente com a zona vigiada, neste caso. É importante salientar o facto de ser recomendada o estabelecimento de uma zona controlada no lado do Ciclone oposto ao contentor de protecção.

As interacções que irão ocorrer entre a radiação e os materiais do Ciclone encontram-se ilustradas na figura 6.21 obtida pelo Sabrina, assim como as diferentes energias, em MeV, dos fótons.

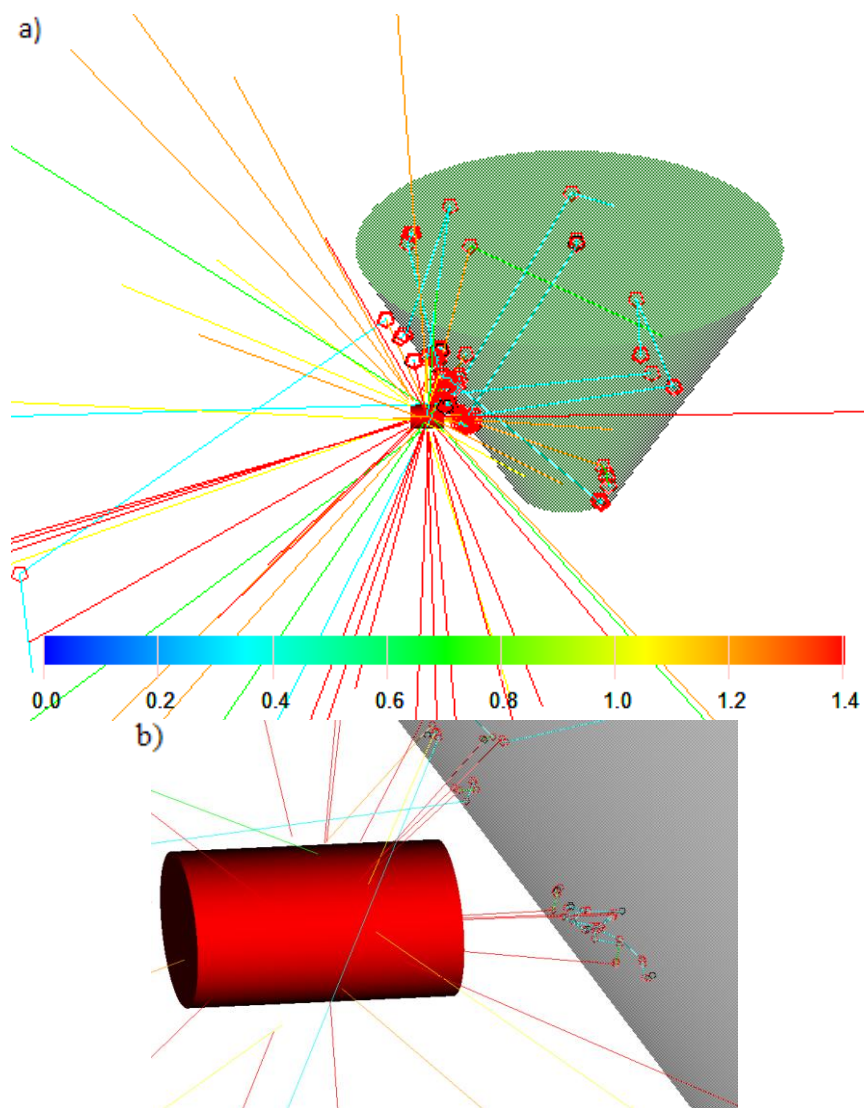


Figura 6.21 – Ilustração dos raios com o Sabrina para o indicador de nível a) ao redor do Ciclone; b) ao redor do contentor de protecção.

Na figura 6.21 podemos ver que as interacções predominantes são a dispersão de Compton e o efeito fotoeléctrico, representados por círculos vermelhos e pretos, respectivamente. Os fótons predominantes possuem energia à volta de 1.25 MeV, correspondente à energia média do ^{60}Co . Dentro do Ciclone os fótons predominantes possuem energias entre 0.3 MeV e 0.5 MeV e fótons mais energéticos de 1.25 MeV que irão ser detectados pelo detector de nível no lado oposto da fonte e que podem atingir trabalhadores presentes no lado oposto do contentor. Dentro do contentor de protecção ocorre formação de fótons bremsstrahlung (devido ao alto número atómico do chumbo) e alguma produção de pares, o que seria de esperar tendo em conta que a energia média do ^{60}Co (1,25 MeV) é superior à energia limite de formação de pares (1,022 MeV).

6.2.2 Indicador de nível - Caída

Foi feito o mesmo procedimento que para o indicador de nível utilizado no ciclone, ou seja, foram obtidos valores experimentais com um Babyline e realizada a simulação da

situação estudada. A fonte utilizada tem uma actividade de $2,7 \times 10^8$ Bq (7,3 mCi) actualmente. A geometria utilizada para simular este caso encontra-se ilustrada na figura 6.22. O material em redor da caída é ar.

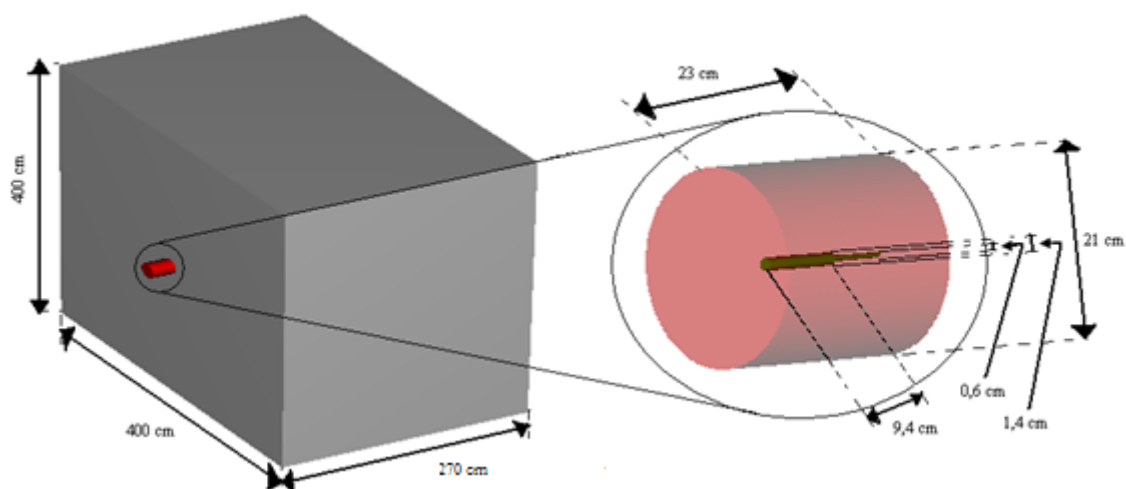


Figura 6.22 – Geometria usada para o indicador de nível usado na Caída

O contentor de protecção do indicador de nível é do mesmo género do usado para o Ciclone mas com dimensões diferentes. A caída foi simulada como sendo um paralelepípedo com 1,2 cm de espessura de aço. A distância do contentor ao detector do lado oposto é 2,70 metros. A blindagem da fonte é constituída por chumbo e encontra-se representada a vermelho na figura 6.22.

As posições dos detectores referidos na figura 6.24 encontram-se marcados na figura 6.23. O detector (1) encontra-se a 1 m do contentor de protecção, o detector (2) está em contacto com o contentor de protecção, o detector (3) encontra-se em contacto com a parede do britador oposta ao contentor e por fim o detector (4) encontra-se a 1m da parede do britador oposta ao contentor de protecção.

Na figura 6.24 encontram-se valores medidos experimentalmente de dose absorvida medidos com o Babyline, assim como os valores de simulação.

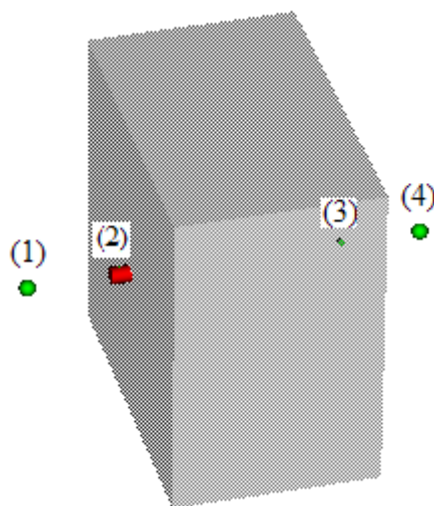


Figura 6.23 - Ilustração dos detectores usados na simulação para o indicador de nível usado na Caída

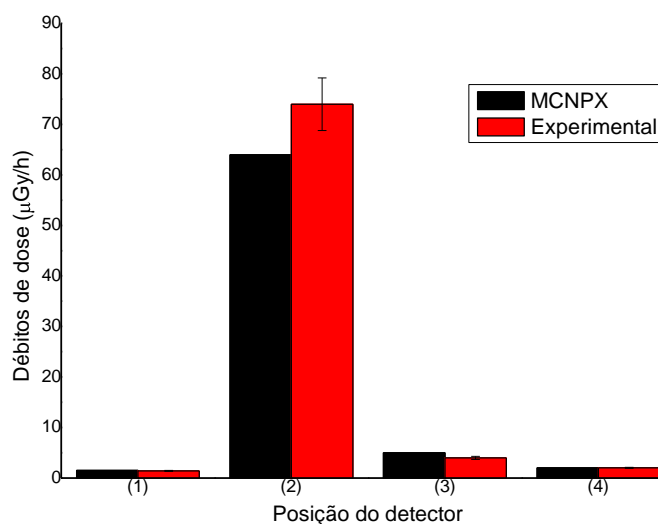


Figura 6.24 – Valores de dose obtidos para a Caída

Com a exceção do detector na posição 2 os dados experimentais apresentam uma concordância com os de simulação, podendo concluir assim que são satisfatórios. As incertezas experimentais correspondem apenas ao erro intrínseco do aparelho de medição e as incertezas de simulação são muito reduzidas devido ao elevado número de histórias que foram corridas.

Por fim é apresentado na figura 6.25 o mapeamento do fluxo e do débito de dose em redor do indicador de nível utilizado na caída. Estes mapeamentos representam um plano paralelo ao chão, ao nível da fonte, sendo a média dos planos entre $z=-3$ e $z=3$.

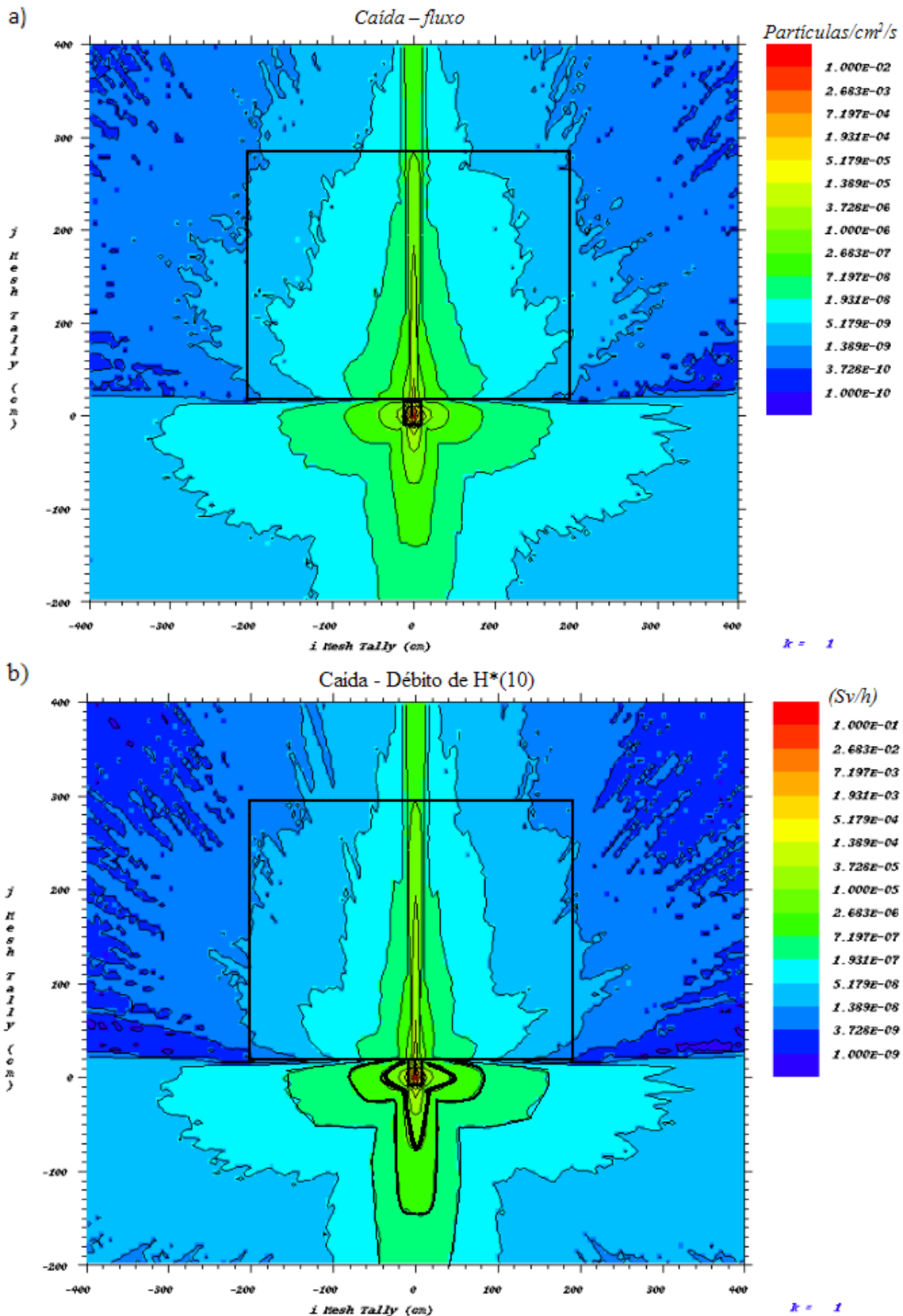


Figura 6.25 – Mapeamento do a) fluxo; b) débito de $H^*(10)$ para o indicador de nível utilizado na caída.

Para o fluxo verifica-se uma diminuição com a distância, como esperado, e são observadas mais partículas na direcção do colimador do contentor. Nas figuras é bem evidente

o uso do colimador onde no lado da caída oposto ao contentor de débitos de dose podem alcançar poucos $\mu\text{Sv/h}$. Um trabalhador deverá ter em mente que não se encontra protegido apenas por estar do outro lado da caída. Encontra-se esquematizado na figura uma zona controlada recomendada com traço grosso, uma zona vigiada recomendada com traço grosso (mais fino que para a zona controlada) e um limite para o público a traço fino.

De seguida apresenta-se na figura 6.26 as energias e interacções obtidas com o Sabrina.

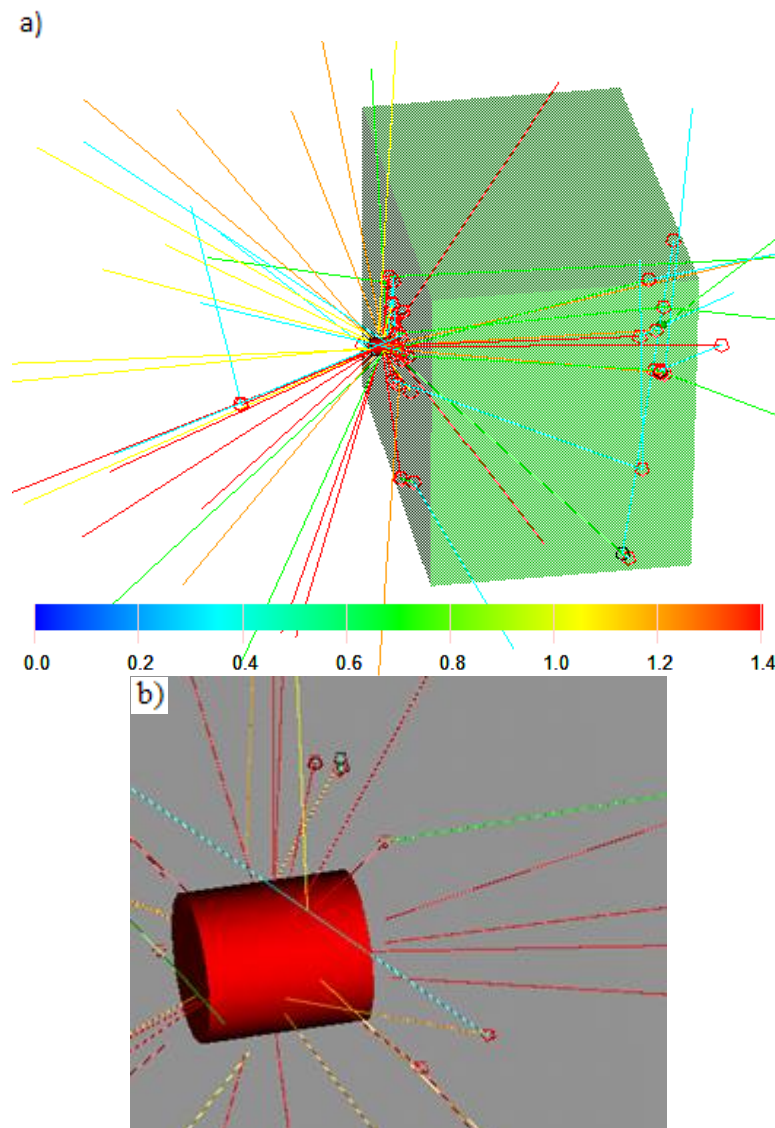


Figura 6.26 – Ilustração dos raios com o Sabrina para o indicador de nível a) ao redor da Caída e; b) do contentor de protecção.

Novamente as principais interacções que ocorrem vão ser a dispersão de Compton e o efeito fotoeléctrico. Estas interacções encontram-se representadas com círculos vermelhos para a dispersão de Compton e com círculos pretos para o efeito fotoeléctrico. Como é possível verificar várias partículas sofrem dispersão de Compton ao interagir com o material do britador, indo para outras direcções que podem ser perigosas para um trabalhador que se encontre ao redor da fonte. Observa-se também que várias partículas alcançam o outro lado do britador. Dentro do contentor de protecção vai ocorrer o mesmo que já referido no caso do

indicador de nível usado no ciclone, ou seja, ocorre formação de fótons bremsstrahlung e produção de pares.

6.2.3 Indicador de nível - Britador

O indicador de nível utilizado no Britador faz uso de uma fonte de ^{60}Co com uma actividade de $2,7 \times 10^8 \text{ Bq}$ (7,3 mCi) actualmente. Novamente foi utilizado o Babyline para obter valores experimentais à volta do Britador assim como foram realizadas simulações para a situação estudada. A geometria utilizada na simulação é apresentada na figura 6.27.

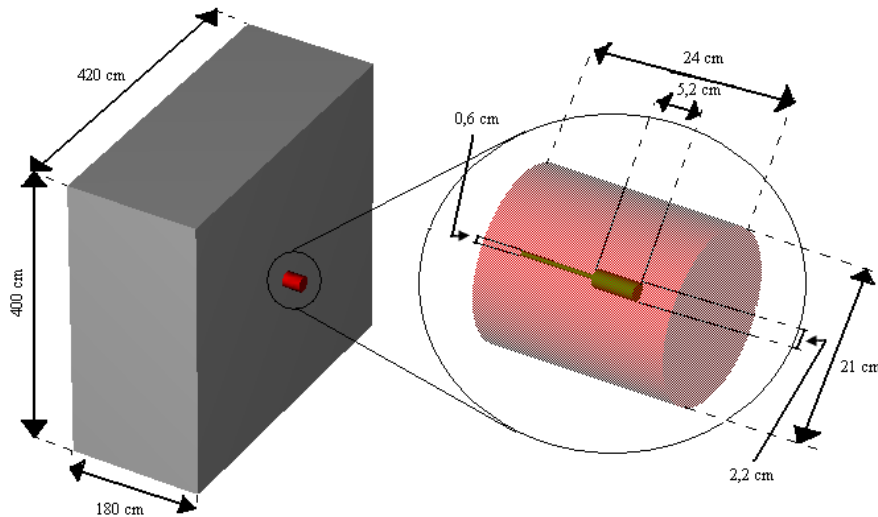


Figura 6.27 – Geometria usada para o indicador de nível usado no Britador

Novamente a blindagem apresentada pelo contentor de protecção do indicador de nível é de chumbo mas com dimensões diferentes dos casos anteriores. O Britador foi simulado como sendo um paralelepípedo com paredes de 1,2 cm de aço de espessura. A distância do contentor de protecção ao detector no lado oposto é de 1,80 m.

As medidas experimentais foram realizadas nos mesmos locais considerados para a simulação. Na figura 6.28 estão ilustradas as posições dos detectores. O detector (1) encontra-se a 1 m da parede do Britador oposta ao contentor de protecção, o detector (2) encontra-se em contacto com a parede do Britador oposta ao contentor de protecção, o detector (3) está em contacto com o contentor de protecção e o detector (4) encontra-se a 1 m do contentor de protecção.

Na figura 6.29 encontram-se representados valores experimentais medidos ao redor do britador assim como valores obtidos por simulação utilizando a geometria já definida.

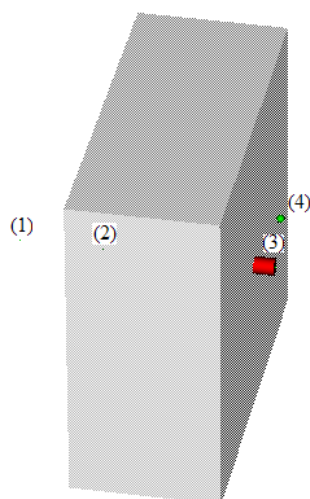


Figura 6.28 - Ilustração dos detectores usados na simulação para o indicador de nível usado no Britador

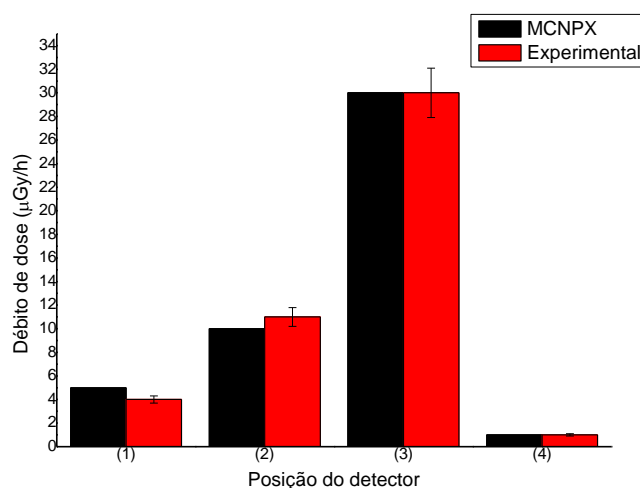


Figura 6.29 – Valores de dose obtidos para o Britador

Analisando os valores obtidos com o Babyline e os de simulação podemos chegar à conclusão que apresentam uma boa concordância. As incertezas experimentais correspondem apenas ao erro intrínseco do aparelho de medição e as incertezas de simulação são muito reduzidas devido ao elevado número de amostragem considerado na simulação.

São apresentados agora na figura 6.30 o mapeamento da dose e fluxo referentes ao Britador. Estes mapeamentos representam um plano paralelo ao chão, ao nível da fonte, sendo a média dos planos entre $z=-3$ e $z=3$.

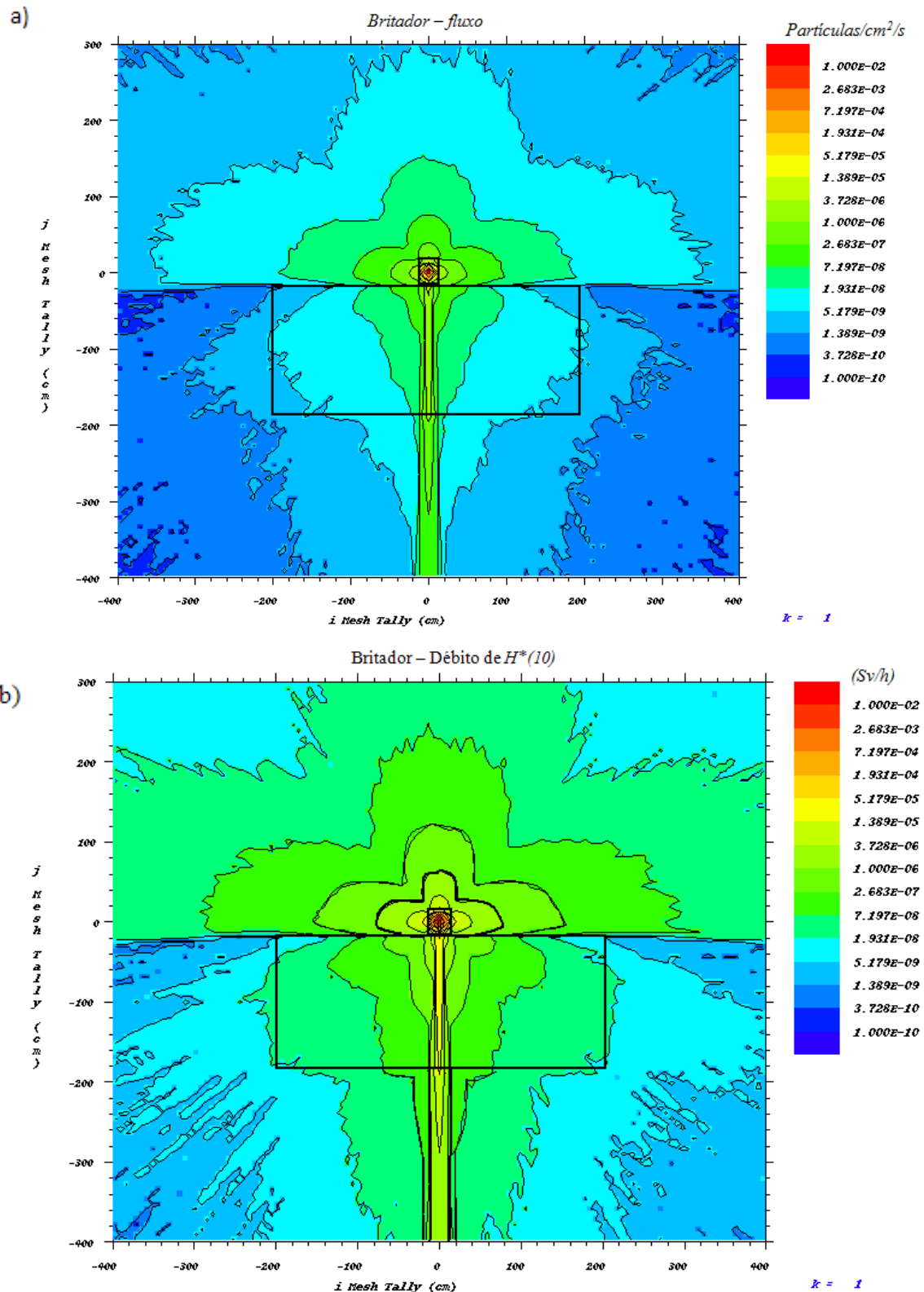


Figura 6.30 – Mapeamento do a) fluxo; b) débito de $H^*(10)$ para o indicador de nível utilizado no Britador.

Analisando o mapeamento da dose obtido para o Britador podemos facilmente verificar a diminuição da dose com a distância, assim como o efeito do colimador presente no contentor de protecção. O colimador vai permitir maiores débitos de dose para maiores distâncias na sua direcção, chegando à ordem dos $\mu\text{Sv/h}$ no lado oposto do Britador. Na área envolvente do contentor de protecção vão existir débitos de dose superiores a $3 \mu\text{Sv/h}$, pelo

que seria aconselhável o estabelecimento de uma zona controlada, representada na figura com traços grossos. Neste caso não se verifica a necessidade de uma zona vigiada pois ela seria praticamente coincidente com a zona controlada. No mapeamento encontra-se também definido o limite para o público com linhas finas.

Quanto ao mapeamento do fluxo é possível ver que o maior número de partículas se vai encontrar para distâncias menores do contentor e na direcção do colimador, o que é concordante com o mapeamento da dose correspondente.

Na figura 6.31 são apresentadas as diferentes energias dos fotões assim como as suas principais interacções no Britador.

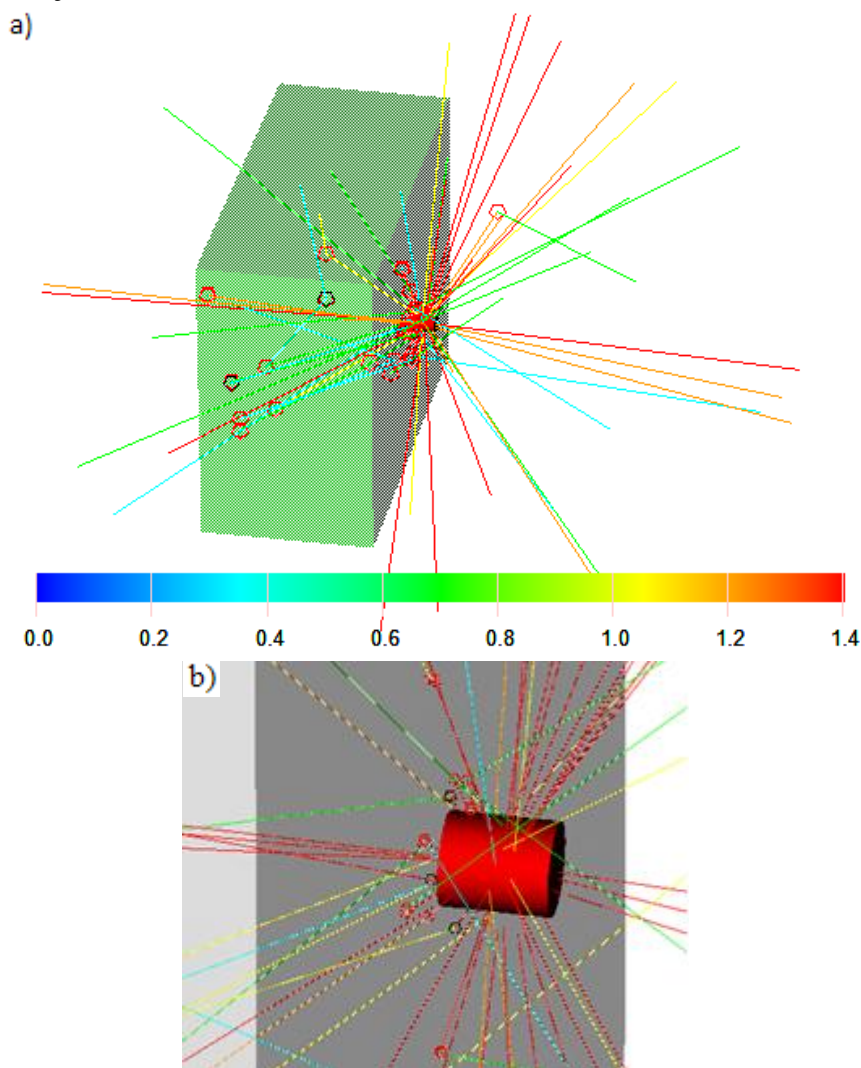


Figura 6.31 – Ilustração dos raios com o Sabrina para o indicador de nível a) ao redor do Britador e; b) do contentor de protecção.

É possível ver na figura 6.31 que as interacções predominantes detectadas pelo Sabrina são, como nos casos anteriores, a dispersão de Compton e o efeito fotoeléctrico, representados por círculos vermelhos e pretos respectivamente. É bem visível o efeito do colimador nas partículas que atravessam o Britador, fazendo com que fotões de 1.33 MeV sejam direccionados para o lado oposto do Britador. Estes fotões podem representar um perigo para trabalhadores que se encontrem na sua trajectória e que pensem que se encontram

em segurança do outro lado do Britador. Dentro do contentor de protecção ocorre formação de fótons bremsstrahlung e algumas interações de produção de pares.

6.3 Radiografia industrial

A radiografia industrial é um método usado para inspecção não destrutiva que se baseia na absorção diferenciada da radiação pela peça que está a ser inspeccionada.

A gamagrafia é a designação usada quando são usados raios γ . É usada para verificação de descontinuidades nos materiais. O próprio descobridor dos raios X, Roentgen, vislumbrou a possibilidade dos mesmos para radiografias industriais.

Num ensaio de radiografia industrial a fonte irradia a peça a ser radiografada e essa mesma radiação irá sensibilizar o filme radiográfico onde no final se irão destacar diferentes graus de cinza (contraste) devido às diferenças de absorção. Uma revelação final do filme irá mostrar a imagem.

Foi estudado um cenário de radiografia industrial recorrendo a raios γ (gamagrafia), assim como um outro recorrendo a raios X nesta tese.

6.3.1 Gamagrafia

Foi estudada uma situação típica de gamagrafia com equipamento actualmente pertencente ao ISQ. A fonte utilizada pelo equipamento em questão é o ^{192}Ir com uma actividade de $1,51 \times 10^{12}$ Bq (40,82 Ci) em 21 de Abril de 2009. As energias consideradas para o ^{192}Ir encontram-se no anexo IV. A fonte foi colocada dentro de um tubo em forma de U com uma espessura de 17 cm em aço, ficando assim a parede do tubo entre a fonte e o filme radiográfico. O objectivo era verificar a existência de ranhuras no dito tubo. O Durante a radiografia gama foi necessário sair do armazém pelo que não foi possível retirar dados experimentais no que diz respeito a débitos de dose. Foi simulada a fonte em 3 posições diferentes durante a gamagrafia.

A geometria usada na simulação encontra-se presente na figura 6.32.

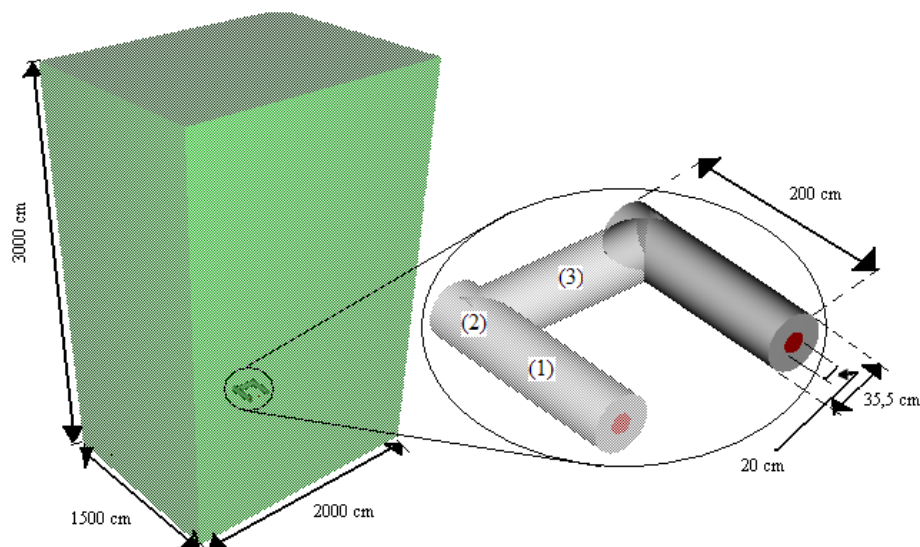


Figura 6.32 – Geometria usada para a gamagrafia

Os pontos (1), (2) e (3) assinalados na figura referem-se aos diferentes locais onde foi considerada estar a fonte de ^{192}Ir , quando está a ocorrer a gamagrafia. O objecto radiografado foi um tubo em forma de U com uma espessura de 17 cm em aço. A parede do armazém simulado possui uma espessura de 30 cm em betão. As paredes do armazém foram simuladas devido ao elevado número de dispersões que os fotões irão sofrer nas mesmas.

De seguida apresentam-se os resultados encontrados por simulação considerando os diversos locais da fonte no tubo.

6.3.1.1 Fonte na posição (1)

É apresentada na figura 6.33 a distribuição do fluxo e da dose no armazém e ao seu redor durante a radiografia gama com a fonte na primeira posição considerada. O mapeamento foi feito entre os planos $z=-3$ e $z=3$, sendo feita a média de todos os planos entre estes. Os planos considerados são paralelos ao chão.

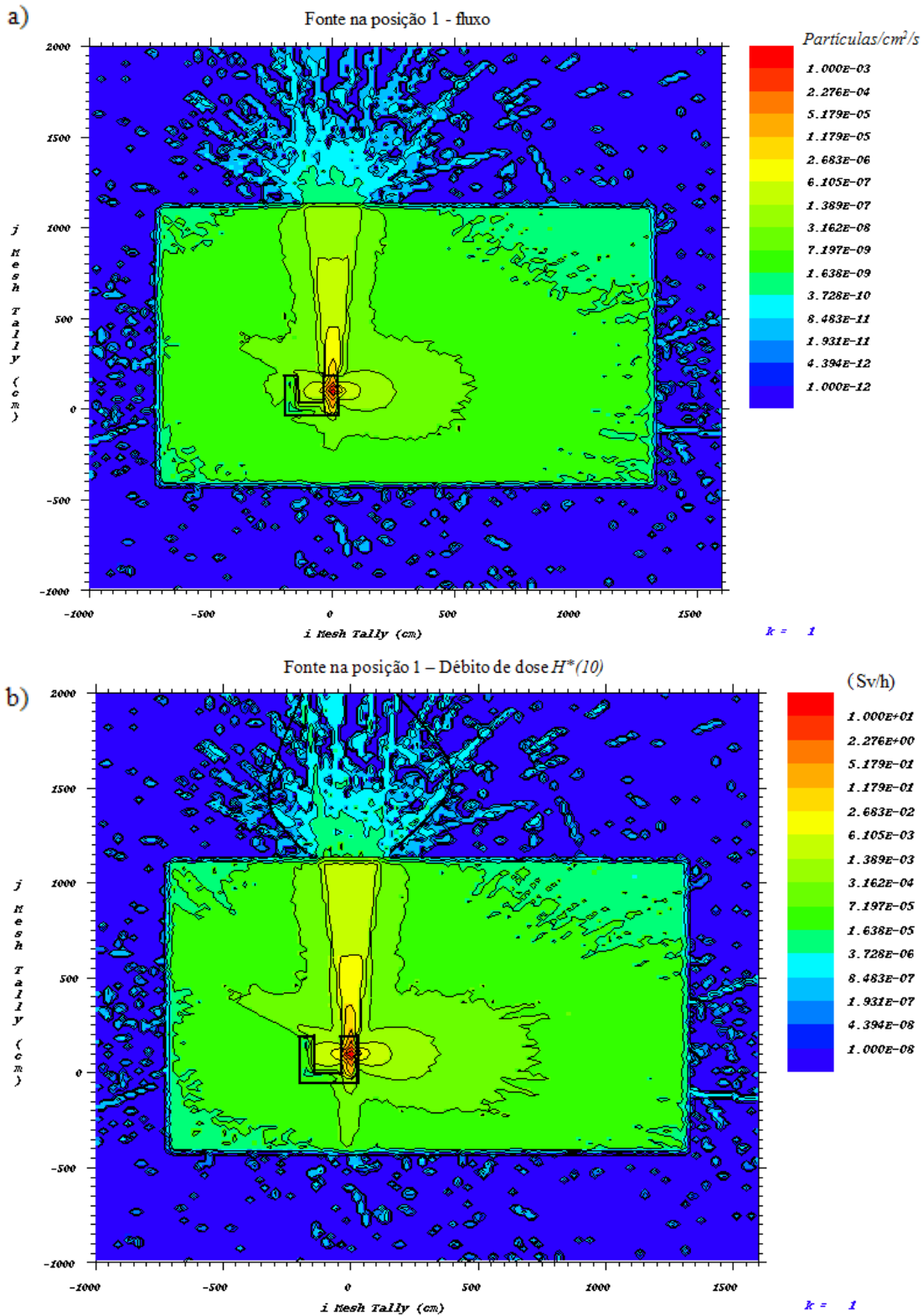


Figura 6.33 – Mapeamento do a) fluxo; b) débito de $H^*(10)$ para a gamagrafia com a fonte na posição (1).

Tanto no mapeamento da dose como do fluxo é visível o efeito semelhante a um colimador que o tubo radiografado tem na radiação emitida pelo Irídio, observando-se maiores débitos de dose e maior número de partículas na direcção do tubo radiografado. No mapeamento de dose e fluxo é também visível que, de facto, alguma radiação consegue atravessar a parede do armazém que se encontra na direcção do tubo radiografado. Os débitos

de dose observados na direcção referida chegam aos $\mu\text{Sv/h}$, pelo que não devem ser ignorados, visto os trabalhadores poderem passar várias horas a trabalhar com este tipo de equipamento por dia. É importante que os trabalhadores tenham noção dos locais que não se encontram completamente blindados de maneira a poderem evitá-los ao máximo.

Encontra-se esquematizado na figura a zona controlada aconselhada, tendo em conta os limites já considerados. Uma zona vigiada assim como um limite para o público seriam praticamente coincidentes à zona controlada definida.

Na figura 6.34 é apresentada apenas a ilustração dos fotões, obtidos por simulação com as suas diversas energias e principais interacções, que saem do armazém. As energias encontram-se em MeV.

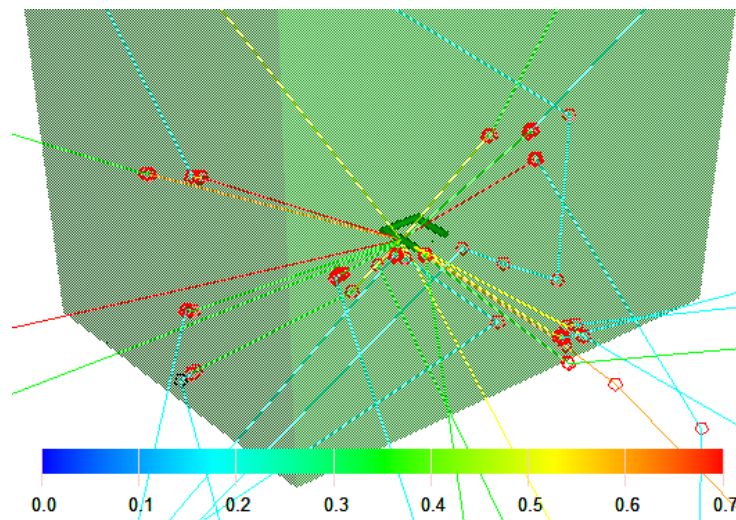


Figura 6.34 – Ilustração dos raios com o Sabrina que saem do armazém com a fonte na posição (1).

Os fotões que atingem a parede do armazém sofrem predominantemente dispersão de Compton, estando esta representada por círculos vermelhos, assim como efeito fotoeléctrico representado na figura por círculos pretos. Os fotões que passam para fora do armazém apresentam energias maioritariamente entre 150 keV e 250 keV, sendo também detectados alguns com energia entre 350 keV e 450 keV, assim como entre 550 e 650 keV (raros) devido às interacções que sofrem nas paredes do armazém.

6.3.1.2 Fonte na posição (2)

O mapeamento da dose e do fluxo relativamente à fonte na segunda posição considerada encontram-se na figura 6.35. O plano representado no mapeamento é paralelo ao chão e é a média dos planos $z=-3$ e $z=3$.

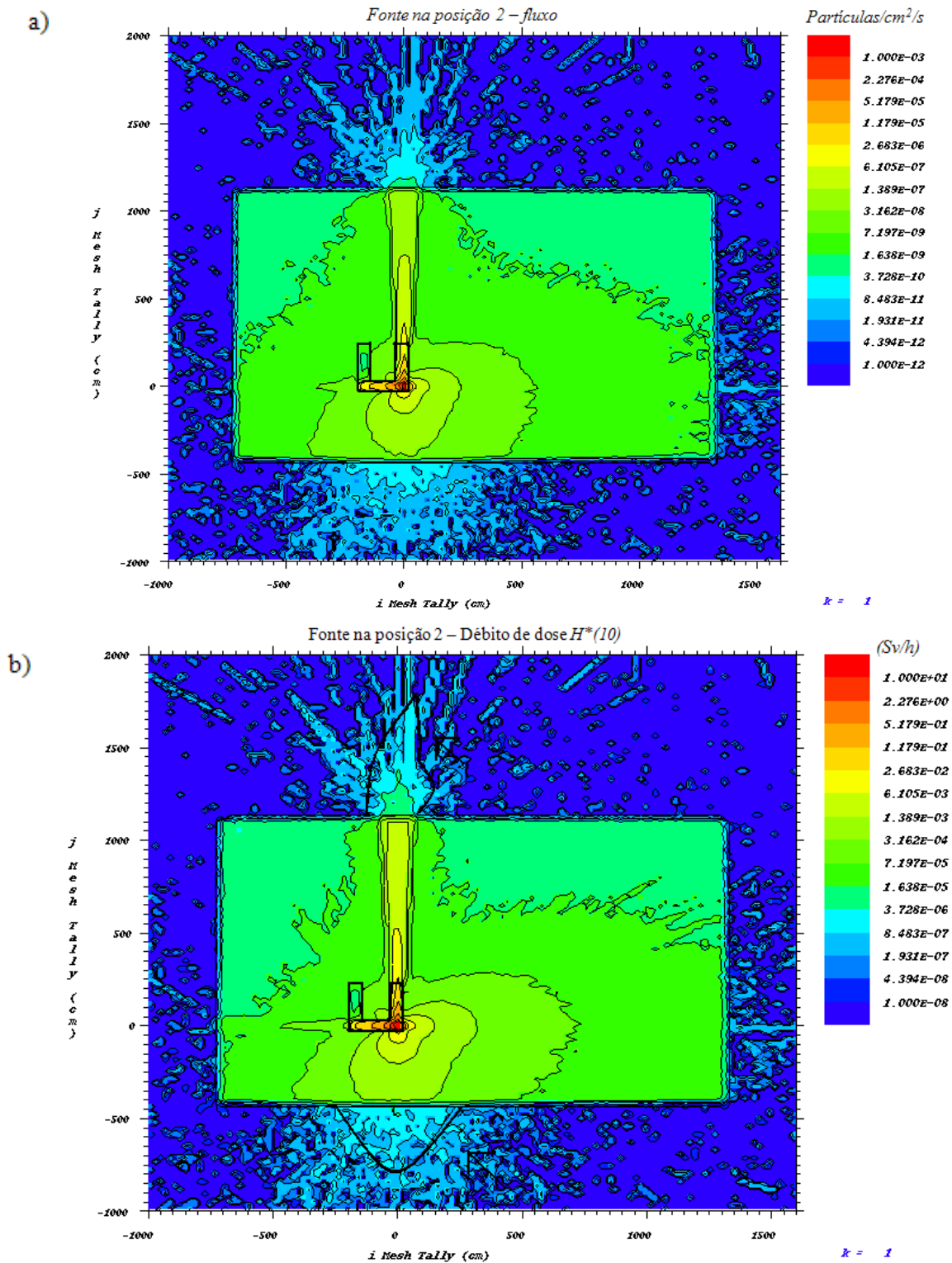


Figura 6.35 – Mapeamento do a) fluxo; b) débito de $H^*(10)$ para a gamagrafia com a fonte na posição (2).

Da mesma maneira que a verificada com a fonte na primeira posição considerada verifica-se no mapeamento da dose e do fluxo um efeito semelhante a um colimador da parte do tubo radiografado, fazendo com que na direcção do mesmo seja verificado maiores débitos de dose e maior número de partículas. Neste caso, são registados também débitos de dose e de fluxo nos outros lados do armazém, sendo mais evidente no lado do armazém mais próximo

do tubo. São apresentados débitos de dose na ordem dos $\mu\text{Sv/h}$ até alguns metros a partir da parede do armazém, pelo que não se deve ignorar esta situação. Os trabalhadores devem ter noção das áreas mais afectadas, de maneira a poderem evitá-las durante a radiografia.

Na figura está esquematizada a zona controlada aconselhada, que desta vez terá que ser considerada também no lado do armazém mais perto do tubo radiografado. Novamente, tanto uma zona vigiada como o limite para o público seriam coincidentes à definição de zona controlada.

Agora com a fonte na segunda posição considerada, foram desenhados novamente o trajecto dos fotões que iriam sair do armazém juntamente com as suas diferentes energias e interacções, representados na figura 6.36.

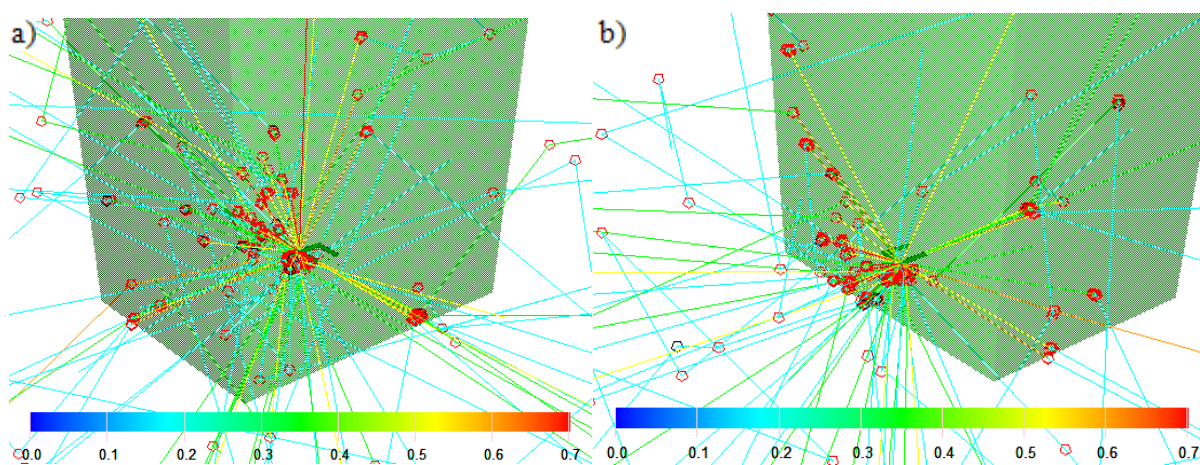


Figura 6.36 – Ilustração dos raios com o Sabrina que saem do armazém a) vistos de frente b) vistos por trás com a fonte na posição (2).

Nesta nova posição considerada irão sair fotões por todos os lados do armazém, e não apenas na direcção para a qual o tubo radiografado se encontra direccionado. Além disso são detectados maior número de fotões assim como maior energia dos mesmos. São detectados fotões com energias desde os 102 keV até aos 612 keV, sendo detectados maioritariamente fotões entre 102 keV e 204 keV. Nesta posição é bem evidente o maior perigo para um indivíduo que se encontre fora do armazém devido às energias dos fotões considerados assim como o aumento de locais fora do armazém que irão ser irradiados em relação à primeira posição considerada.

Novamente as interacções predominantes são a dispersão de Compton e o efeito fotoeléctrico, representados respectivamente por círculos vermelhos e pretos.

6.3.1.3 Fonte na posição (3)

De seguida é apresentado na figura 6.37 o mapeamento da dose e do fluxo para a situação estudada com a fonte na posição (3). Como nos casos anteriores o plano é paralelo ao chão e foi assumido como a média dos planos entre $z=-3$ e $z=3$.

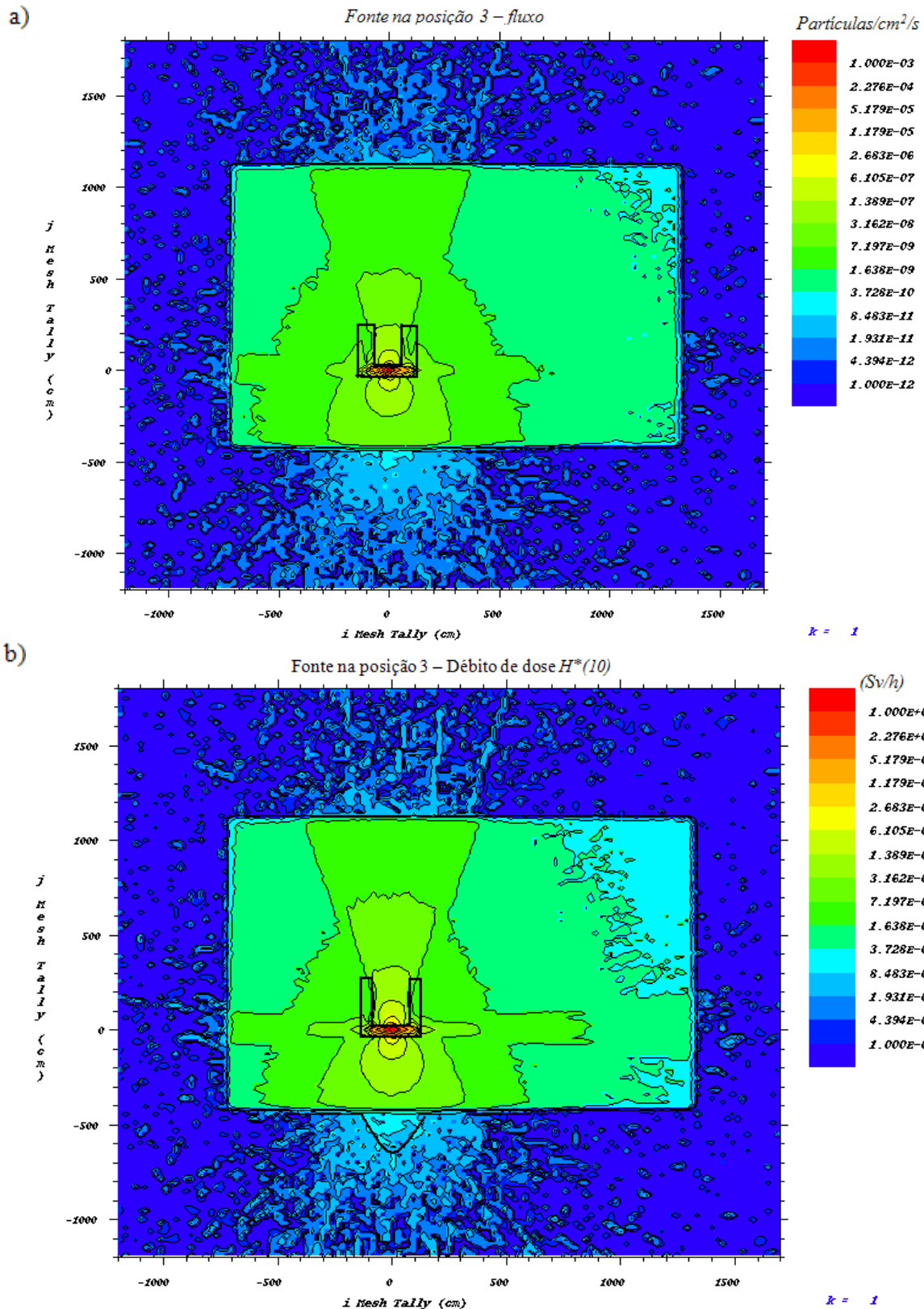


Figura 6.37 – Mapeamento do a) fluxo; b) débito de $H^*(10)$ para a gamagrafia com a fonte na posição (3).

Analisando o mapeamento para a dose e fluxo obtidos para a terceira posição da fonte considerada, é evidente o efeito de blindagem do tubo radiografado, onde será na direcção do mesmo e na direcção oposta que irão ser detectadas maiores débitos de dose. Fora do

armazém é possível verificar maiores débitos de dose e maior número de partículas a partir da parede mais perto do tubo radiografado.

Para este caso o estabelecimento de uma zona controlada teria que ser apenas um metro de distância à parede do armazém mais perto do tubo radiografado. Uma zona vigiada e o limite para o público seriam coincidentes à zona controlada.

Por fim, foi considerada a fonte numa terceira posição já definida. Na figura 6.38 encontra-se a ilustração dos raios que saem do armazém do novo cenário com as diferentes energias e interações dos fótons.

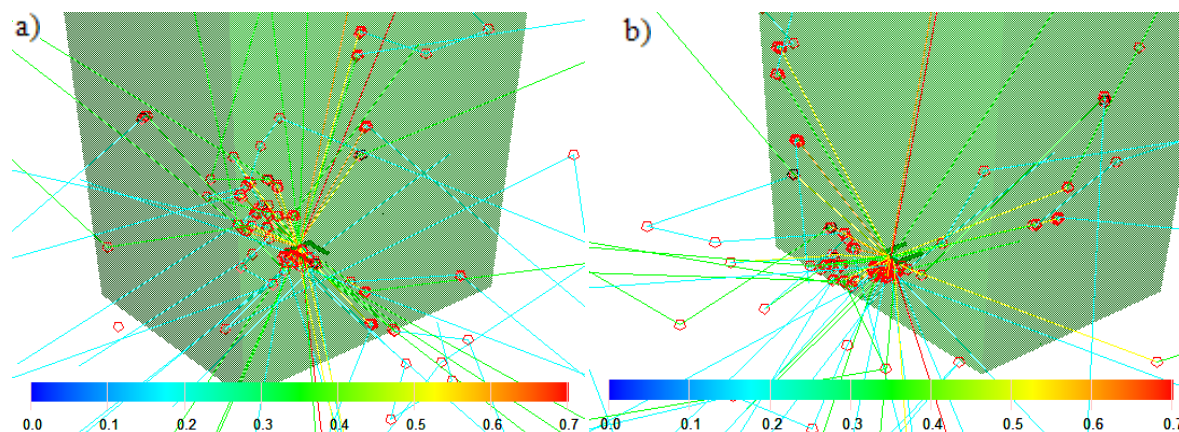


Figura 6.38 – Ilustração dos raios com o Sabrina que saem do armazém a) vistos de frente b) vistos por trás com a fonte na posição (3).

À semelhança do caso considerado anteriormente são verificadas partículas em todos os lados do armazém, com energias entre 102 keV e 612 keV. A particularidade desta situação em relação às outras já consideradas para a gamagrafia é que desta vez não existe o efeito colimador do tubo radiografado, pelo que os débitos de dose e partículas detectadas no lado do armazém para o qual o tubo radiografado se encontra direccionado são menores. Tendo como base a figura pode afirmar-se que será na parede mais perto do tubo radiografado que irão passar maior número de partículas.

A interacção predominante é a dispersão de Compton representada por círculos vermelhos que irá ser responsável pela perda de energia dos fótons ao atravessarem a parede do armazém. Também se encontra representado na figura o efeito fotoeléctrico com círculos pretos.

6.3.2 Radiografia industrial com raios X

Dento das várias áreas de aplicação de radiografia industrial, encontra-se aplicações na área da aviação. As empresas de aviação fazem inspecções frequentes nos aviões, para verificar se há fissuras de fadiga nas partes metálicas e soldas sujeitas a maior esforço (por exemplo, nas asas e nas turbinas).

Foi efectuada o estudo de uma radiografia industrial das soldas presentes nas junções da fusilagem com as asas de um Hercules C-130.

O equipamento relativo à radiografia estudada é actualmente pertencente à Oficinas Gerais de Material Aeronáutico (OGMA). Foram obtidos dados experimentais no local onde se encontrava o avião a radiografar na OGMA. A ampola de raios X foi usada com uma

tensão e uma corrente de 130 kV e 3 mA, respectivamente. Na simulação por Monte Carlo foi considerada uma fonte de fótons gama com energia de 130 keV. A geometria utilizada na simulação encontra-se ilustrada na figura 6.39. O material utilizado na simulação para a fusilagem do avião foi o alumínio e para as paredes do armazém o betão. O tubo de raios X encontra-se em cima da asa do avião com a emissão de raios X para baixo. As dimensões do tubo de raios X encontram-se no anexo IV.

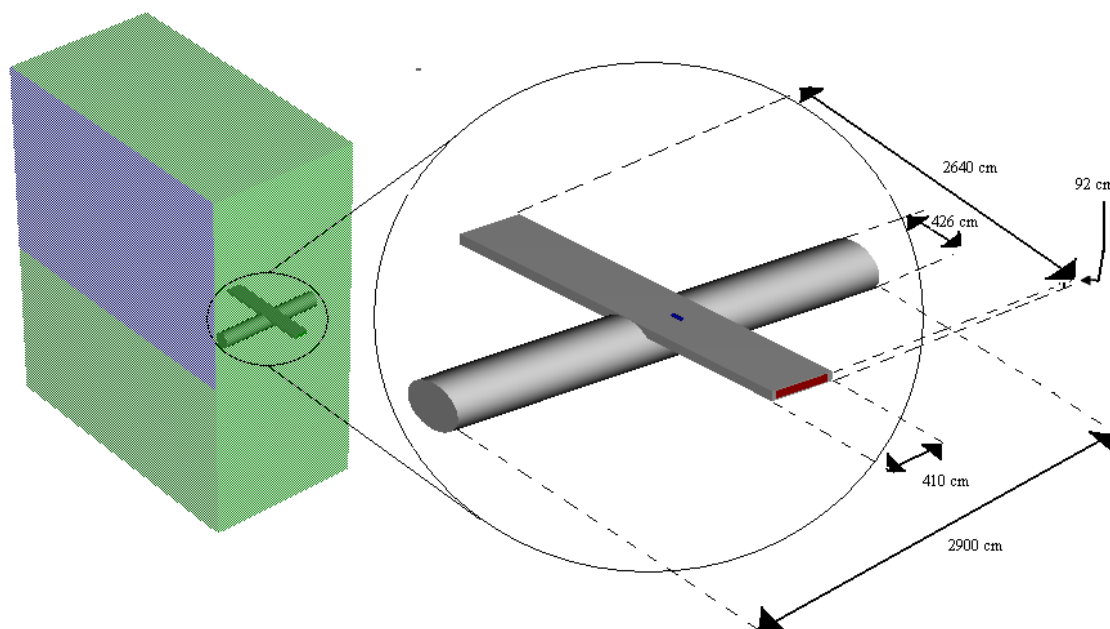


Figura 6.39 – Geometria usada para a radiografia industrial com raios X

Na figura 6.40 encontram-se referenciados os locais nos quais foram feitas medições experimentais. A imagem a verde representa o avião visto de cima, ou seja, a figura 6.40 esquematiza um plano paralelo ao chão. A tabela 6.1 apresenta os valores obtidos experimentalmente com um Victoreen 451P-DE-SI. Devido ao desconhecimento do número de fótons emitidos na direcção da asa do avião os resultados simulados podem apenas ser apresentados como sendo a dose por partícula.

O que se pode fazer com os resultados obtidos pelas duas vias, experimental e simulação, é verificar se existe a mesma relação entre eles. Para tal é calculada a razão entre cada valor experimental e respectivo valor simulado.

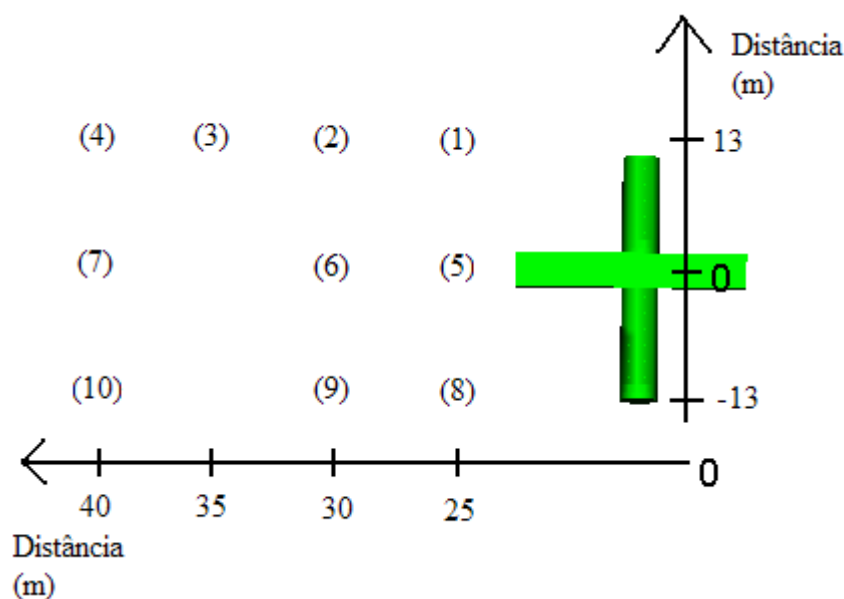


Figura 6.40 - Ilustração das posições dos pontos usados na simulação e dos valores obtidos experimentalmente.

| Posição | MCNP (($\mu\text{Sv/h}$) /partícula) ($\times 10^{-14}$) | Experimental ($\mu\text{Sv/h}$) | Razão (MCNP/Experimental) ($\times 10^{-14}$) |
|---------|--|--------------------------------------|---|
| 1 | 1,85 | $1,8 \pm 0,2$ | 1,03 |
| 2 | 1,50 | $1,4 \pm 0,2$ | 1,07 |
| 3 | 1,02 | $1,1 \pm 0,2$ | 0,93 |
| 4 | 0,90 | $0,9 \pm 0,2$ | 1,00 |
| 5 | 2,09 | $2,0 \pm 0,3$ | 1,04 |
| 6 | 1,81 | $1,5 \pm 0,2$ | 1,21 |
| 7 | 0,99 | $0,6 \pm 0,1$ | 1,65 |
| 8 | 2,28 | $2,4 \pm 0,4$ | 0,95 |
| 9 | 1,37 | $1,4 \pm 0,2$ | 0,98 |
| 10 | 1,10 | $1,0 \pm 0,2$ | 1,10 |

Tabela 6.1 – Valores obtidos experimentalmente, por simulação e a sua razão obtidos para radiografia industrial com raios X

Ao calcular a média das razões verificadas na tabela 6.1, é encontrado o valor de $1,1 \times 10^{-14}$. Será então considerada a razão (MCNP/Experimental) de $1,1 \times 10^{-14}$. Com este valor é possível alcançar os valores respectivos ao MCNP, dividindo cada valor do MCNP respectivo pela razão calculada, normalizando-os, sendo possível assim a comparação entre valores experimentais e simulados. Na figura 6.41 encontram-se os valores obtidos experimentalmente e os simulados para comparação.

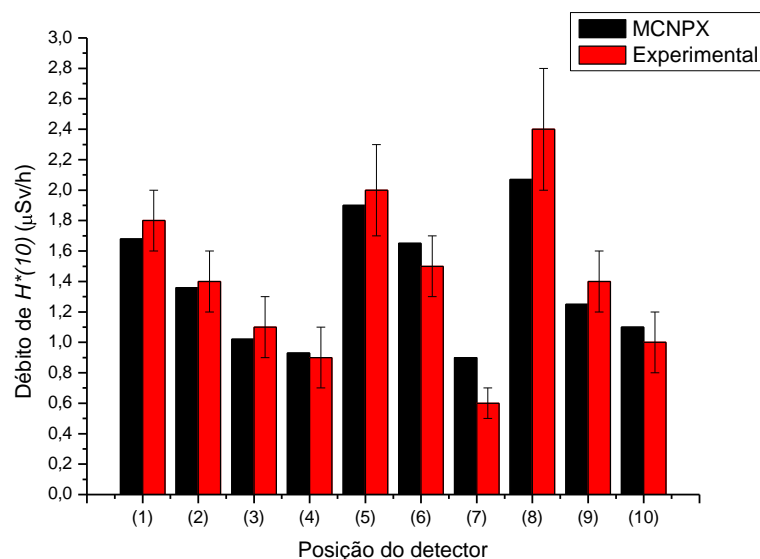


Figura 6.41 – Valores de dose obtidos para a radiografia industrial com raios X

Analisando a figuras 6.41 é possível concluir que existe uma boa concordância entre valores experimentais e simulados. As diferenças observadas poderão justificar-se com eventuais interacções que ocorreram com os diversos materiais (escadas, outras partes de aviões, etc) presentes no hangar e que não foram considerados na simulação.

Na figura 6.42 são apresentadas as trajectórias dos fótons com as suas respectivas energias, assim como as principais interacções que irão sofrer. As energias encontram-se em MeV.

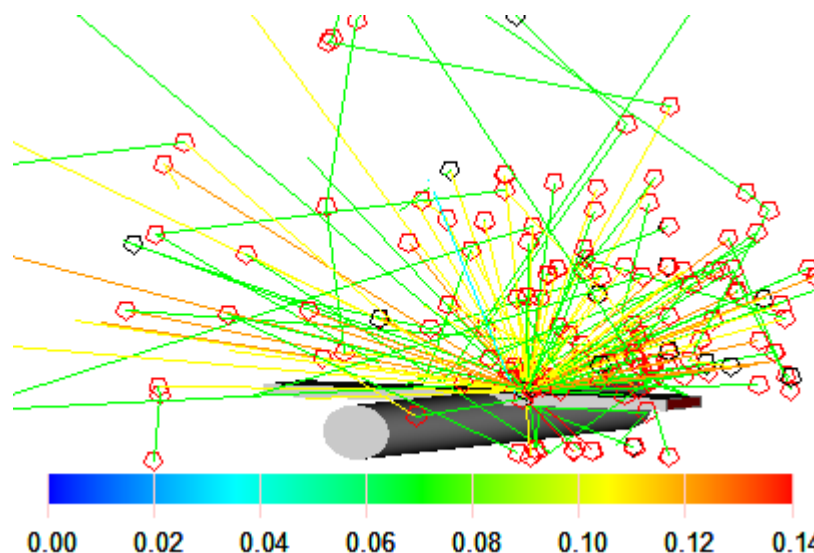


Figura 6.42 – Ilustração dos raios presentes para o cenário de radiografia industrial com raios X

Na figura 6.42 é bem visível que as interacções dominantes nesta situação são a dispersão de Compton e efeito fotoeléctrico. Estas encontram-se representadas por círculos vermelhos e pretos, respectivamente. As partículas vão ser observadas em maior quantidade na zona por cima do avião, já que a maioria das partículas que interage com o material da asa

do avião irão ser dispersas. Em relação às que conseguem atravessar a asa, vão ser verificadas em maior quantidade directamente em baixo do local onde se encontra o tubo de raios X, onde acabam, na grande maioria, por sofrer efeito fotoeléctrico. É possível observar que muitas partículas acabam por ir para planos em baixo da asa do avião através de dispersões e não atravessando-a directamente. A asa onde não se encontra o tubo de raios X irá fazer um efeito de blindagem para partículas que iriam para planos inferiores, pelo que será esperado menos deposição de energia nessa zona em relação ao seu redor. As partículas predominantes que alcançam planos inferiores às asas possuem energias compreendidas entre 70 keV e 90 keV.

De seguida são apresentados o mapeamento de dose e de fluxo obtidos com o MCNP. Ao contrário de todos os casos considerados até agora, estes mapeamentos não são feitos ao nível da fonte, mas sim perto do chão do hangar, onde seria mais provável encontrar trabalhadores. A figura 6.43 tem como objectivo a ilustração mais precisa do plano em que foi considerado estes mapeamentos, demonstrando uma vista de frente para o avião com o plano referente ao mapeamento por baixo do mesmo.

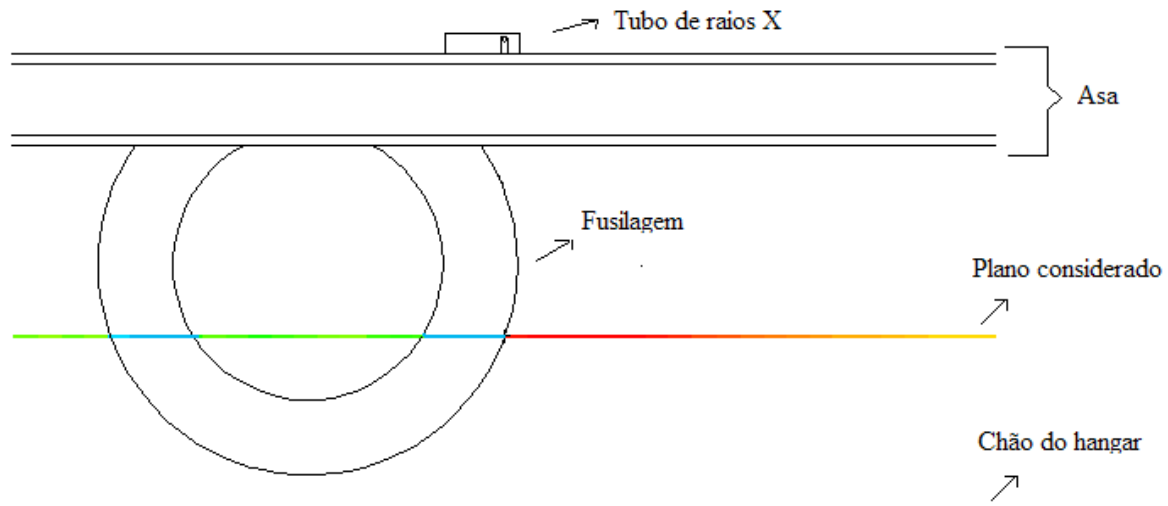


Figura 6.43 – Ilustração do plano considerado para os mapeamentos de dose e de fluxo

Apresenta-se por fim os referidos mapeamentos de dose e de fluxo paralelos ao chão do hangar, na figura 6.44. Novamente é importante relembrar que os dados de dose vão ser dados por partícula já que não foi possível obter as informações precisas necessárias do ânodo do tubo de raios X.

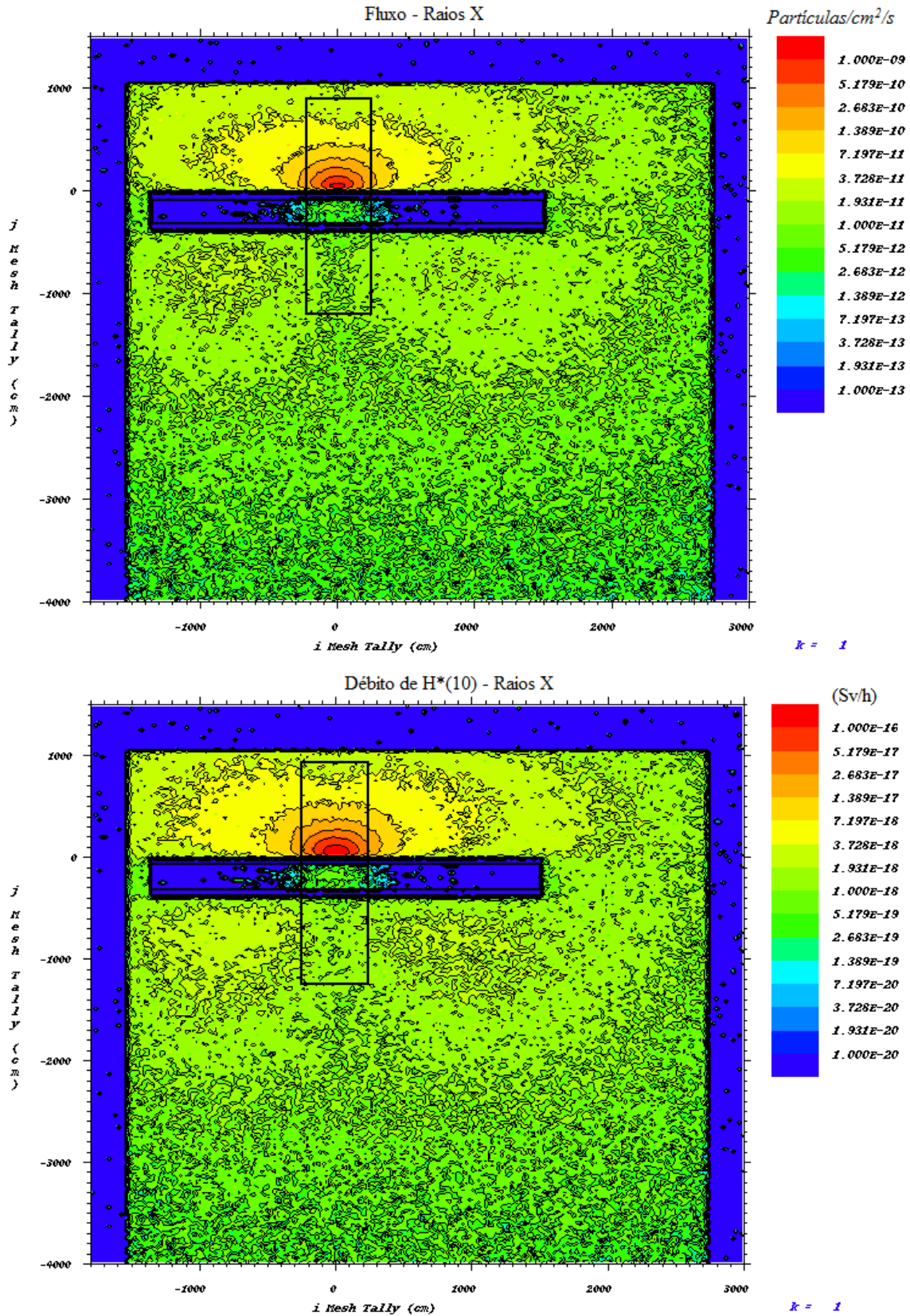


Figura 6.44 – Mapeamento do a) fluxo; b) débito de $H^*(10)$ para a radiografia industrial com raios X.

Ao analisar os mapeamentos obtidos é evidente o efeito de redução de dose e de fluxo com o aumento da distância ao tubo de raios X. É possível verificar uma menor deposição de dose e fluxo por baixo do corpo do avião, já que este irá fazer o papel de blindagem para essa zona. O menos evidente nestes mapeamentos é o facto de em baixo da asa haver menor deposição de dose e menor fluxo k na área envolvente. Com a ajuda das imagens obtidas pelo Sabrina presentes na figura, é possível concluir que a asa vai servir de blindagem às partículas que irão sofrer diversas dispersões em planos superiores à asa, não conseguindo assim alcançar os planos inferiores à asa. Isto reflecte uma diminuição de dose e fluxo conforme as distâncias se aproximam da asa. Para a área envolvente à asa nota-se uma diferença entre o mapeamento da dose e do fluxo, o que sugere que apesar de chegarem o mesmo número de partículas nessa área em relação à área envolvente, as partículas serão menos energéticas visto ser menor a dose depositada. Isto deve-se provavelmente às dispersões sofridas pelas partículas na asa.

7. Conclusões

De seguida são apresentadas as diversas conclusões possíveis em relação aos resultados desta tese.

Na sonda de medição da compactação de solos foram definidos dois cenários diferentes, um com a fonte no ar, e outro com a fonte inserida a diversas profundidades. Com a fonte no ar foi possível verificar que maiores doses são detectadas perpendicularmente ao varão de aço onde se encontra a fonte, o que é particularmente prejudicial para um trabalhador quando este faz contacto directo com o referido varão. O ideal seria nunca usar a sonda (ou transportá-la) com o varão de aço que contém a fonte fora da blindagem da sonda. Quando necessário a aproximação á fonte, por exemplo por questões de manutenção, seria aconselhável uma aproximação tendo o varão apontado na nossa direcção, e não perpendicularmente ao varão.

No decorrer da actividade com a sonda, com a fonte imersa no solo, a tentação do seu operador é esperar pelos dados fornecidos pela sonda a distâncias curtas da mesma, expondo-se assim a maiores débitos de dose inconscientemente. Tais doses devem-se às dispersões que a radiação sofre no solo. Uma boa prática seria que durante a aquisição de dados por parte da sonda o operador se afaste um pouco da mesma e volte apenas à sonda quando esta já tiver os resultados. Para esta situação verificou-se a necessidade de estabelecimento de zonas controladas e/ou vigiadas, tendo em conta os planos onde foram feitas os mapeamentos de dose.

Na Cimpor foram estudados três diferentes indicadores de nível, dos quais foi possível obter valores experimentais para proceder à comparação e validação dos respectivos valores simulados.

Foi verificado nos mapas obtidos uma forte colimação resultante do contentor de protecção da fonte. A radiação é dispersa pelo próprio contentor e pela estrutura que é intersectada pela radiação fazendo com que não se verifiquem doses elevadas apenas na direcção do colimador.

Existem zonas de baixas doses muito próximas de zonas com doses elevadas. É de elevada importância o estabelecimento de zonas controladas e/ou vigiadas que permitam aos trabalhadores saber quais as zonas de maior dose, podendo assim evitá-las ao máximo.

Para a gamagrafia, devido à estrutura do tubo radiografado é também verificada uma grande colimação, fazendo com que fora do armazém na direcção a que o tubo se encontra direccionado sejam encontradas doses elevadas. Apenas na terceira posição considerada para a fonte não se encontram doses elevadas nessa direcção, mas sim apenas no lado de fora da parede mais perto do tubo. Para uma protecção radiológica mais eficaz será necessário ter em conta a posição da fonte, assim como a própria estrutura da peça que está a ser radiografada.

É importante na gamagrafia, com base nos mapas obtidos, o estabelecimento de zonas controladas para protecção dos trabalhadores. É de realçar que o ensaio foi realizado num sítio fechado pelo que se fosse ao ar livre, seriam verificadas doses mais elevadas para maiores distâncias à fonte, o que se enfatiza a importância do estabelecimento de zonas controladas.

Na radiografia industrial com raios X é possível observar no mapa obtido que as zonas de maior dose irão ser ao redor da asa radiografada e que o corpo do avião actua como uma forte blindagem. Não é possível retirar mais conclusões devido à falta de dados em relação ao ânodo do tubo de raios X. De maneira a poder comparar dados simulados com experimentais

foi efectuada a razão entre os mesmos para cada ponto considerado, verificando-se que a razão oscila de volta do mesmo valor, o que indica uma boa concordância entre dados simulados e experimentais.

Apesar de ter existido acesso a este tipo de instrumentação instalado na indústria nem sempre foi possível o estudo em pormenor de cada situação estudada. No caso da gamagrafia não foi possível obter valores experimentais devido ao impedimento de entrada no armazém onde decorria a gamagrafia. No caso de radiografia industrial com raios X não foi permitida uma grande aproximação do tubo de raios X durante a radiografia, pelo que apenas valores de dose para distâncias elevadas foram obtidos.

Foram realizadas simulações Monte Carlo de alguma instrumentação radiológica utilizada hoje em dia em diversos cenários presenciados, com o objectivo de estudar e compreender melhor o que realmente ocorre ao redor da mesma instrumentação no que diz respeito ao campo de radiação, podendo assim definir vários aspectos quanto à segurança radiológica dos trabalhadores.

Conseguiu-se obter material útil para o melhor entendimento para pessoal relacionado com instrumentação radiológica a todos os níveis. Este material poderá ser utilizado para diversas aplicações nomeadamente na definição de boas práticas de trabalho, na definição de zonas de trabalho e como material para formação de trabalhadores.

Os resultados obtidos podem assim encontrar grande utilidade tanto em assuntos de protecção radiológica como em formação.

A metodologia usada neste trabalho pode ser também extremamente útil em situações onde este tipo de instrumentação está a operar em campo aberto, e não apenas em situações em que o dispositivo radiológico se encontra a operar em sítios fechados.

ANEXO I

Coeficientes de conversão usados para equivalente de dose ambiente a partir do kerma no ar e da fluência [ICR07]

| Energia do fóton (MeV) | $H^*(10)/K_a$ (Sv/Gy) | K_a/Φ (pGy cm ²) | $H^*(10)/\Phi$ (pSv cm ²) |
|---------------------------|--------------------------|--------------------------------------|--|
| 0,01 | 0,008 | 7,60 | 7,20 |
| 0,015 | 0,26 | 3,21 | 3,19 |
| 0,020 | 0,61 | 1,73 | 1,81 |
| 0,030 | 1,10 | 0,739 | 0,90 |
| 0,040 | 1,47 | 0,438 | 0,62 |
| 0,050 | 1,67 | 0,328 | 0,50 |
| 0,060 | 1,74 | 0,292 | 0,47 |
| 0,080 | 1,72 | 0,308 | 0,49 |
| 0,100 | 1,65 | 0,372 | 0,58 |
| 0,150 | 1,49 | 0,600 | 0,85 |
| 0,200 | 1,40 | 0,856 | 1,15 |
| 0,300 | 1,31 | 1,38 | 1,80 |
| 0,400 | 1,26 | 1,89 | 2,38 |
| 0,500 | 1,23 | 2,38 | 2,93 |
| 0,600 | 1,21 | 2,84 | 3,44 |
| 0,800 | 1,19 | 3,69 | 4,38 |
| 1 | 1,17 | 4,47 | 5,20 |
| 1,5 | 1,15 | 6,12 | 6,90 |

Tabela A.I.1 – Coeficientes de conversão para equivalente de dose ambiente, $H^*(10)$, a partir da fluência e kerma no ar.

ANEXO II

Composição dos materiais utilizados**Ar**

| Elemento do ar ($\rho=0,0012 \text{ g/cm}^3$) | (%) |
|---|-------|
| N | 78,08 |
| O | 20,95 |
| Ar | 0,93 |
| CO ₂ | 0,038 |

Tabela A.II.1 – Composição química do ar utilizado [Wik09]

Solo

| Elemento do solo ($\rho=1,5 \text{ g/cm}^3$) | (%) |
|--|------|
| Ca | 4,1 |
| Fe | 1,1 |
| Al | 5,0 |
| Si | 27,1 |
| O | 57,7 |
| K | 1,3 |
| H | 2,1 |
| C | 1,6 |

Tabela A.II.2 – Composição química por peso para o solo utilizado [Jac87]

Aço inox

| Elemento do aço ($\rho=8,16 \text{ g/cm}^3$) | (%) |
|--|-------|
| C | 0,03 |
| Cr | 17,03 |
| Ni | 10,16 |
| Mo | 2,16 |
| Fe | 70,62 |

Tabela A.II.3 – Composição química do aço inoxidável utilizado [Cam08]

Tijolo refractário

| Tijolo refractário ($\rho= 3,46 \text{ g/cm}^3$) | (%) |
|--|------|
| MgO | 59,0 |
| Al ₂ O ₃ | 11,0 |
| SiO ₂ | 5,0 |
| Fe ₂ O ₃ | 9,0 |
| Cr ₂ O ₃ | 16,0 |

Tabela A.II.4 – Composição química do tijolo refractário utilizado [Iba09]

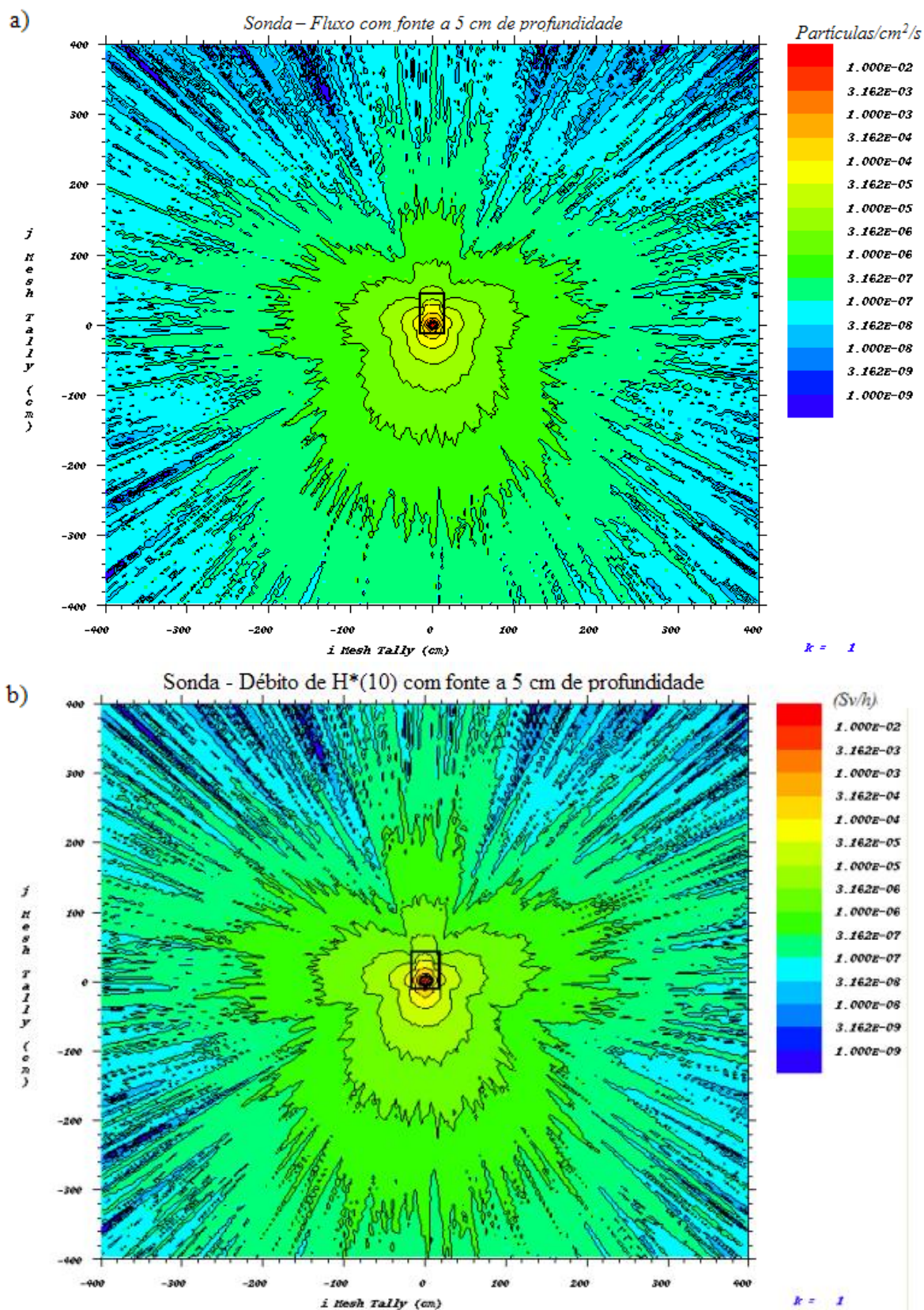
Betão

| Betão ($\rho = 2,4 \text{ g/cm}^3$) | (%) |
|---------------------------------------|-------|
| Na | 1,71 |
| Ca | 8,26 |
| Fe | 1,22 |
| Al | 4,56 |
| Si | 32,03 |
| O | 50,28 |
| K | 1,94 |

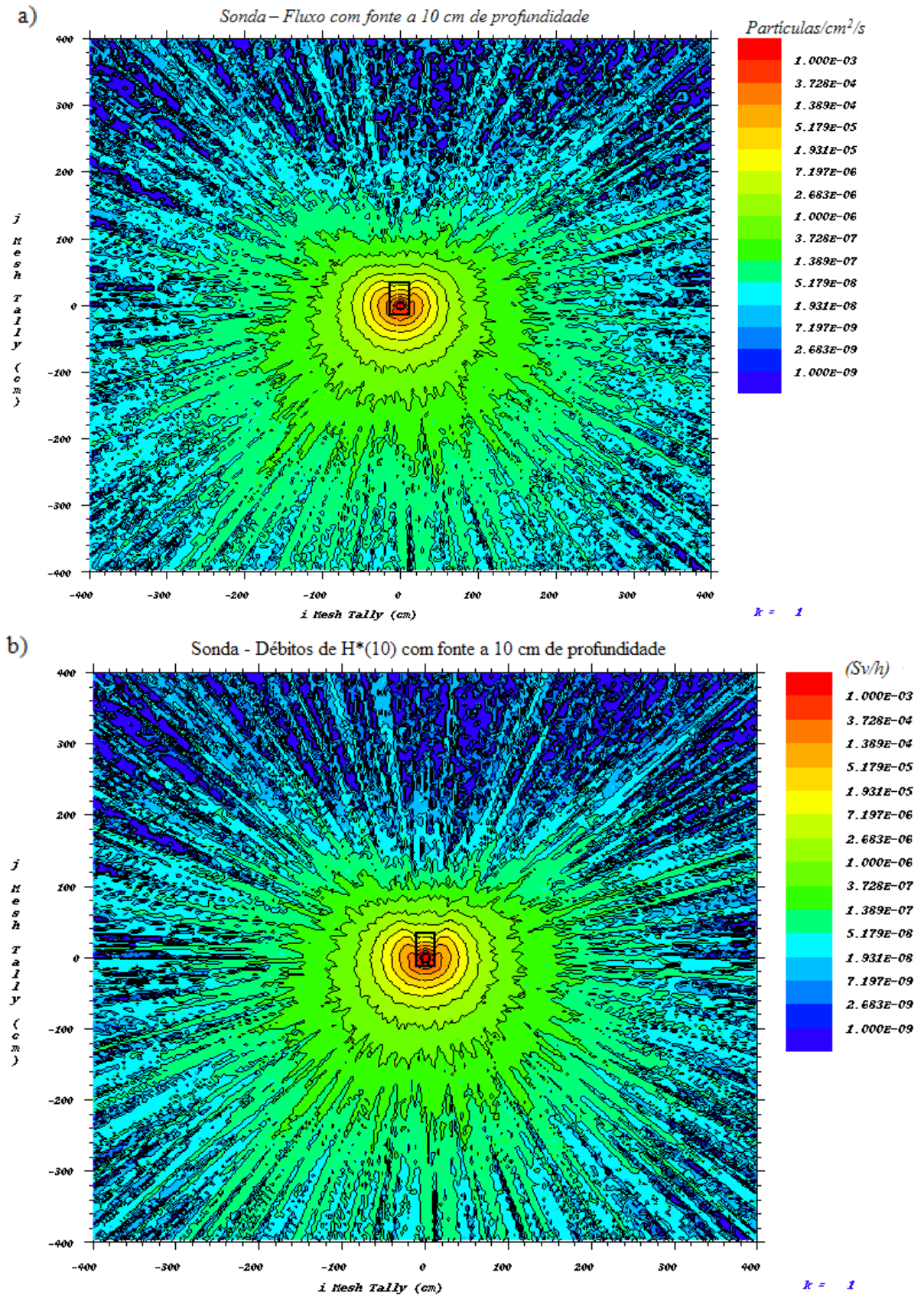
Tabela A.II.5 – Composição química do betão utilizado [Bau94]

ANEXO III

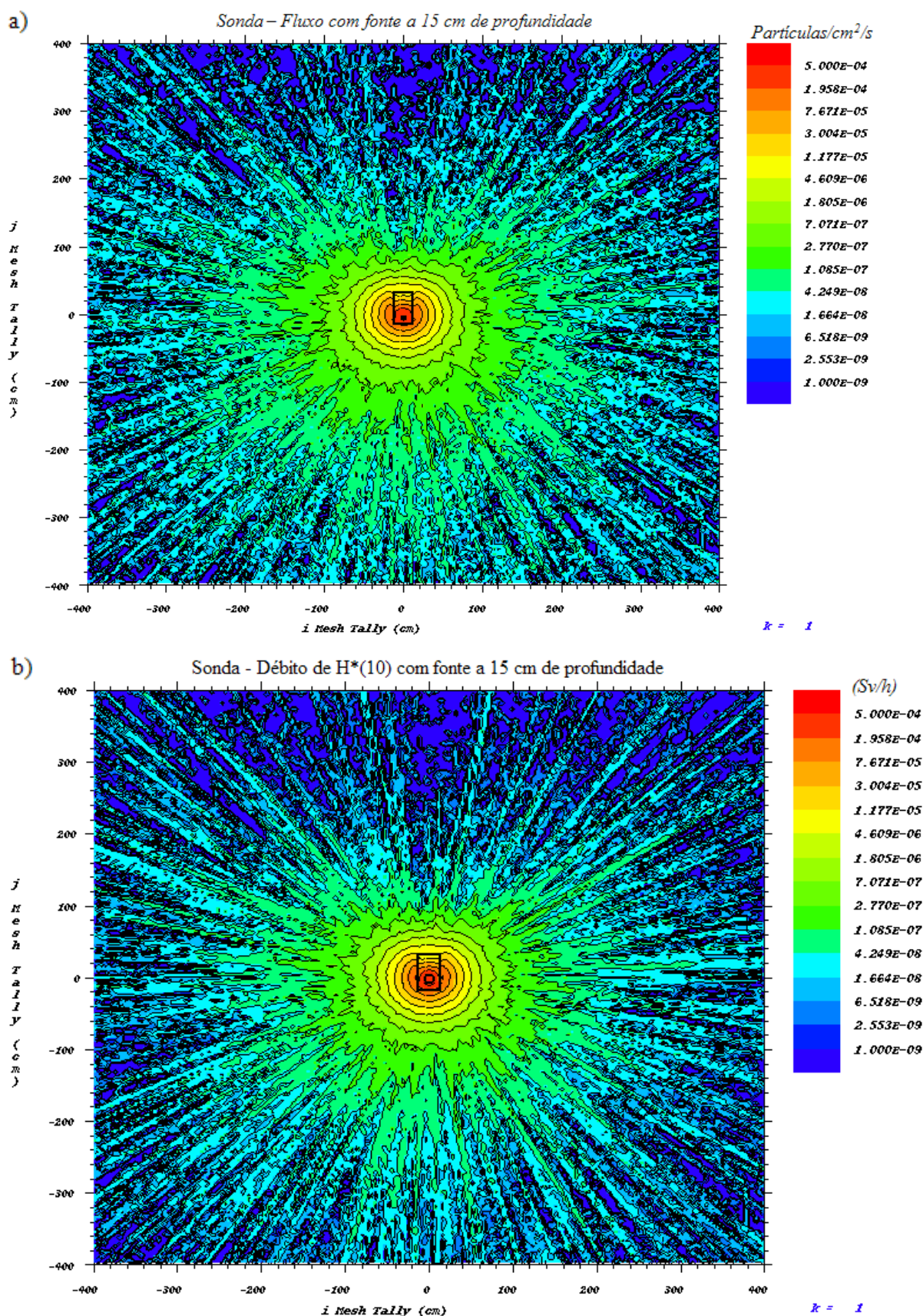
Mapeamento do débito de dose e de fluxo para a sonda de medição de compactação dos solos



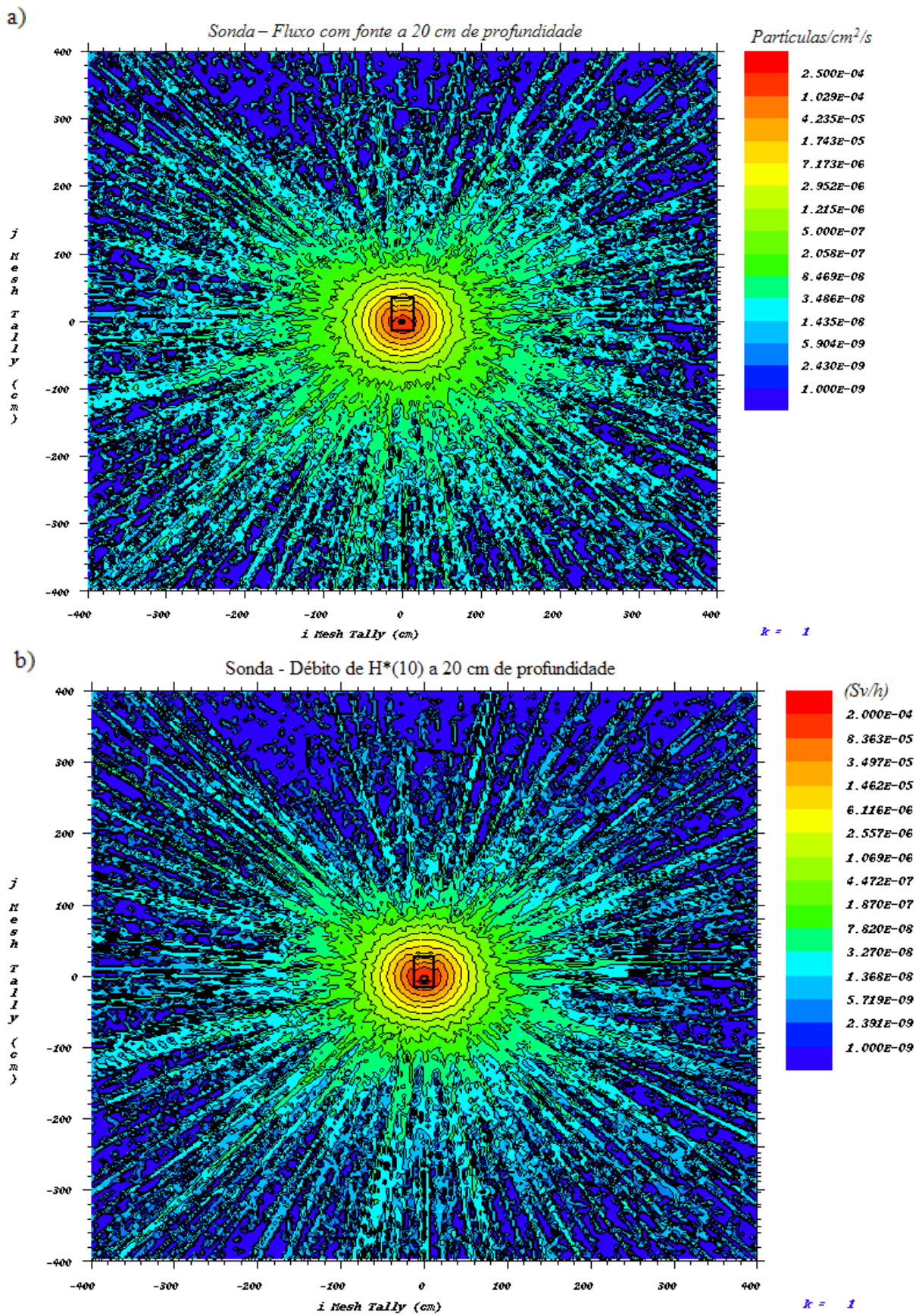
A.III.1 – Mapeamento do a) fluxo; b) débito de $H^*(10)$ para a sonda com a fonte imersa no solo 5 cm.



A.III.2 – Mapeamento do a) fluxo; b) débito de $H^*(10)$ para a sonda com a fonte imersa no solo 10 cm.



A.III.3 – Mapeamento do a) fluxo; b) débito de $H^*(10)$ para a sonda com a fonte imersa no solo 15 cm.



A.III.4 – Mapeamento do a) fluxo; b) débito de $H^*(10)$ para a sonda com a fonte imersa no solo 20 cm.

ANEXO IV

Fontes de radiação utilizadas

| Fonte gama utilizada | Energia da radiação (MeV) |
|----------------------|--|
| ^{137}Cs | 0,662 (0,94%) |
| ^{60}Co | 1,1745 (99,98%) 1,3325 (99,99%) |
| ^{192}Ir | 0,205 (3,4%) 0,296 (29,3%) 0,308 (31,0%) 0,316 (86,1%) 0,468 (50,0%) 0,484 (3,1%) 0,589 (4,6%) 0,604 (8,9%) 0,612 (5,5%) |

Tabela A.IV.1 – Energias das fontes gamas utilizadas [NIS]

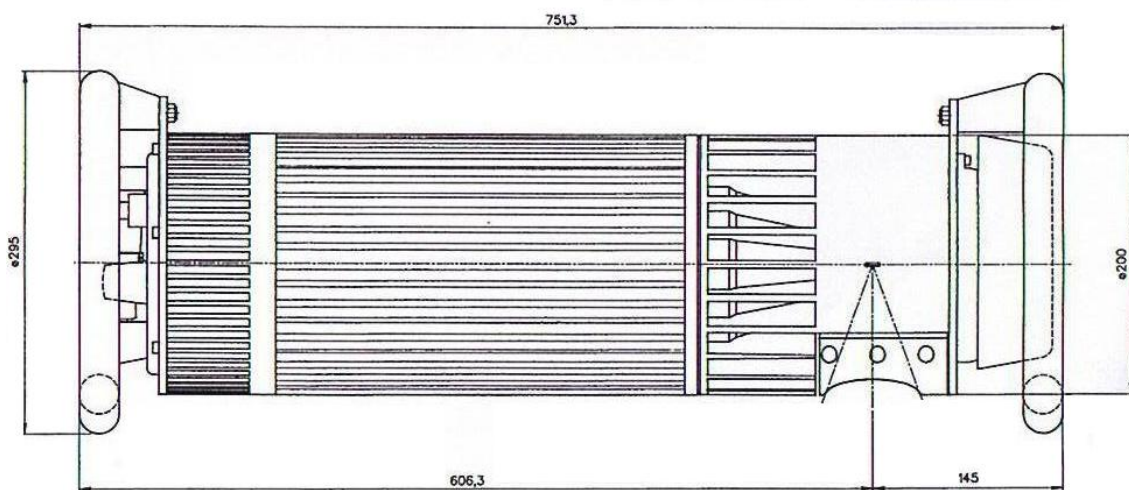


Figura A.IV.1 – Tubo de raios X simulado (unidades em mm) [YXL]

Bibliografia

- [A24] www.scribd.com/doc/16193238/Ensaio-Materiais-ensa24 (22/07/09)
- [A25] www.scribd.com/doc/3969975/Aula-25-Ensaio-por-raios-gama (22/07/09)
- [Att86] Attix, F.H., *Introduction to Radiological Physics and Radiation Dosimetry*, Wiley, USA, 1986.
- [Bab] *Babyline 31 A Chambre d'ionisation portative*, Nardeux
- [Bau94] Bauer, L.A.F., *Materiais de Construção 1*, 5ª ed, Rio de Janeiro, 2v, Livros Técnicos e Científicos Editora S.A., 1994.
- [Ber09] Bernard, A., *French regulation in radiation protection and role of the public expert body (IRSN) in medical field*, IRSN, Medical Physics Workshop, Aveiro, 2009.
- [Bie00] Bielajew, A.F., *PhotonMonte Carlo simulation*, Chapter 12 in *Fundamentals of the Monte Carlo Method for Neutral and Charged Particle Transport*, pp 161-178, University of Michigan, 2000.
- [Bom03] Bomford, C.K., Kunkler, I.H., *Textbook of Radiotherapy*, Churchill Livingstone, 2003.
- [Bon01] Bonin, A., Chalmond, B., LavayssiÉre, B., *Monte Carlo Simulation of Industrial Radiography Images and Experimental Designs*, 2001.
- [Cam08] Campos, M., Olzon-Dionysio, M., Souza, S.D., Souza S., Kapp, M.S.V, *Estudo de Halos em Amostras de Aço Inoxidável 316L Nitretadas a Plasma*, Revista Brasileira de Aplicações de Vácuo, v. 27, n. 3, 157-160, 2008.
- [Cha06] *Charte de bonnes pratiques de radiographie industrielle*, 2006
- [CPS91] Cullen, D.E., Perkins, S.T., Seltzer, *Tables and Graphs of Electron Interaction Cross Section 10 eV to 100 GeV Derived from the LLNLEvaluated Electron Data Library (EEDL), Z=1-100*, Technical Report UCRL-50400, Vol. 31, Lawrence Livermore National Laboratory, 1991.
- [Dec02] *Decreto-Lei n.º 165/2002*, Diário da República, 2002.
- [Dec08] *Decreto-Lei n.º 222/2008*, Diário da República, 2008
- [Hub79] Hubbell, J.H., Overbo I., *Relativistic atomic form factors and photon coherent scattering cross sections*, J. Phys. Chem. Ref. Data 9, 69, 1979.
- [IAE05] International Atomic Energy Agency, *Radiation Oncology Physics: A Handbook for Teachers and Students*, Vienna, 2005.
- [IAE06] International Atomic Energy Agency, *Fundamental Safety Principles*, IAEA Safety Standards Series No. SF-1, Vienna, 2006.

- [IAE99] International Atomic Energy Agency, *Radiation Protection and Safety in Industrial Radiography*, Safety Report Series No. 13, Vienna, 1999.
- [IAETe] International Atomic Energy Agency, *Technical data on nucleonic gauges*, Vienna, 2005.
- [IAEOc] International Atomic Energy Agency, *Occupational Radiation Protection*, No. RS-G-1.1, Vienna, 1999
- [Iba09] http://www.ibar.com.br/index_por.html (22/07/09)
- [ICR07] International Commission on Radiological Protection, *Recommendations of the ICRP*, Publication No. 103, Annals of the ICRP Volume 37/ 2-3, 2007
- [ICR08] ICRU, *Interactions of Electrons and Photons with Matter*, Journal of the ICRU, Vol 8, No 2, Report 80, 2008.
- [ICR89] ICRU 51, *Quantities and Units in Radiation Protection Dosimetry*, Internacional Commission and Measurements, 1989.
- [ICR97] International Commission on Radiological Protection, *Conversion Coefficients for Use in Radiological Protection Against External Radiation*, Publication No. 74, Annals of the ICRP Volume 26/3, 1997.
- [Lju98] Ljunberg, M., Strand S.E., King, M.A., *Monte Carlo Calculations in Nuclear Medicine*, Medical Science Series, 1998.
- [Lim05] Lima, J.J.P, *Técnicas de diagnóstico com raios X*, Imprensa da Universidade de Coimbra, 2005.
- [Man] *Manual Técnico da Sonda gama DNG-1 Detector de Nível*, Laboratório Nacional de Engenharia e Tecnologia Industrial
- [NIS] <http://physics.nist.gov/> (22/07/09)
- [Oli] Oliveira, L.S.R., *Radioproteção na Indústria*
- [Oli93] Oliveira, C. S., Carvalho, F. G., Manteigas, J.B., Salgado, J. F., Neves, J. S., *Instrumentação e métodos nucleares*, INETI, 1993.
- [Bri93] Briesmeister, J.F., *MCNPTM A General Monte Carlo N-Particle Transport Code*, Los Alamos National Laboratory, 1993
- [Bri08] Briesmeister, J.F., *MCNPXTM USER'S MANUAL*, Los Alamos National Laboratory, 2008
- [Por05] *Portable Neutron Survey Meter Victoreen Model 190N*, Fluke, 2005.
- [Ric09] Ricardo, A., *Radiologia Industrial*, Abende, Edição Janeiro de 2009.
- [Smi00] SMITH, F.A, *A Primer in applied radiation physics*, World Scientific, 2000.

-
- [Tro07] *Troxler Model 3440+ Nuclear Moisture Density Gauge Specifications*, Troxler, 2007
- [Tur07] Turner, J.E., *Atoms, Radiation, and Radiation Protection*, Wiley, 2007.
- [Van06] Van Riper, K.A., *Sabrina User's Guide*, White Rock Science, 2006
- [Van07] Van Riper, K.A., *Building Geometry Models for Monte Carlo Transport Codes*, IEEE Nuclear Science Symposium Conference Record.
- [Vic05] *Victoreen 451P & 451P-DE-SI Ion Chamber Survey Meter Operators Manual*, Fluke, 2005
- [Wik09] <http://en.wikipedia.org/wiki/Air> (22/07/09)
- [YXL] YXLON, *Yxlon Products Y SMART Portable field inspection systems*, SMART 300 HD